

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	2.5-4
(3) 炉心損傷防止対策	2.5-5
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.5-11
(1) 有効性評価の方法	2.5-13
(2) 有効性評価の条件	2.5-15
(3) 有効性評価の結果	2.5-19
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.5-23
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.5-25
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.5-27
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	2.5-27
b. 操作条件	2.5-30
(3) 感度解析	2.5-32
(4) 操作時間余裕の把握	2.5-33
4. 必要な要員及び資源の評価	2.5-34
5. 結論	2.5-36

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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"> ① 「過渡事象+原子炉停止失敗」 ② 「冷却材喪失（小破断 LOCA）+原子炉停止失敗」 ③ 「冷却材喪失（中破断 LOCA）+原子炉停止失敗」 ④ 「冷却材喪失（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、事象発生後の反応度印加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）の方が厳しいと考えられる。さらに、LOCA を起因として原子炉停止に失敗する事故シーケンスの炉心損傷頻度は 1×10^{-11}/炉年未満であり極めて小さい。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選定した重要事故シーケンス（本事故シーケンスグループの①）は、他の事故シーケンス（本事故シーケンスグループの②～④）に対して、包絡性を有していることを確認した。</p>

（添付書類十 追補2 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の第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	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)	着眼点との関係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	
原子炉停止機能喪失	◎ ①過渡事象+原子炉停止失敗	原子炉停止機能	<ul style="list-style-type: none"> 代替制御棒挿入機能 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ほう酸水注入系 高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード） 	中	高	中	高	<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. 過渡事象（主蒸気隔離弁閉）はLOCAと比較して反応度投入に伴う出力抑制の観点で厳しく、大破断LOCAはLOCA後の水位低下の観点で厳しいと考えられることから「高」とし、中小破断LOCAについては「中」とした。</p> <p>c. 停止機能の設備容量については事故シーケンス間に有意な差がないと考えられるが、原子炉内が中圧～高圧で維持される事故シーケンスでは注水可能な系統が高圧に限定されることから、原子炉隔離時冷却系の使用可能性も考慮し、過渡事象及び小破断LOCAを「中」、中破断LOCAについては「高」、大破断LOCAについては「低」とした。</p> <p>d. 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事故シーケンス（ドミナントシーケンス）を「高」とした。また、ドミナントシーケンスに対して1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p> <p>a. 全事故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. 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。</p> <p>d. 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1E-12/炉年未満であり極めて小さい。</p> <p>以上より、①を重要事故シーケンスとして選定。</p>
	- ②冷却材喪失（小破断LOCA）+原子炉停止失敗			中	中	中	低	
	- ③冷却材喪失（中破断LOCA）+原子炉停止失敗			中	中	高	低	
	- ④冷却材喪失（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（島根2号）
<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>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、原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る</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、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</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 緩和設備(代替制御棒挿入機能)又はATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止並びにほう酸水注入系による原子炉停止又は反応度抑制手段を整備するとともに、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続する。また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱手段を整備することを確認した。</p>

(i) (3) 炉心損傷防止対策

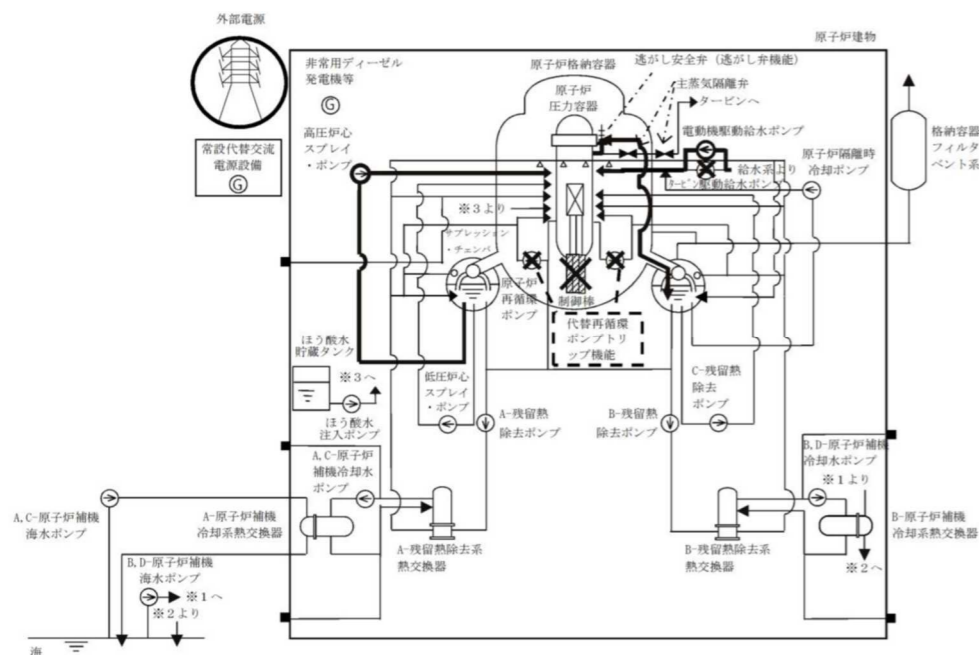
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能喪失を判別する必要があるが、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3.1.5-1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、平均出力領域計装、ドライウェル圧力(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、ほう酸水注入系の運転操作の開始時間及び残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)は原子炉スクラムの失敗の確認から11.6分後としていること、原子炉隔離時冷却系の停止操作は、事象発生から24.4分後(サプレッション・プール水温が100℃到達時)に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緩和設備(代替原子炉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スプレイ系による炉心の冷却、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動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緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)による原子炉出力の低下、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動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緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ、ほう酸水注入系、サプレッション・チェンバ、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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2.5.1-1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</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系(サプレッション・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、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)及びサプレッション・チェンバ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<u>高圧炉心スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)により原子炉格納容器からの除熱</u>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1.5 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・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2.5.1-1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スプレイ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。</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スプレイ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、<u>高圧炉心</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>スプレイ系により炉心の冷却を継続するとともに、残留熱除去系（サプレッション・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2.5.4）に示されている。 補足説明資料（添付資料2.5.4）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> <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（格納容フィルタベント系等、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> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>③ 原子炉圧力容器への注水に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 自動減圧系の自動起動阻止に係る計装設備を確認。</p> <p>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。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器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3.1.5-1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> <p>① ATWS 緩和設備（代替原子炉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、平均出力領域計装が挙げられていることを確認した。</p> <p>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として、ドライウェル圧力(SA)、サプレッション・チェンバ圧力(SA)、原子炉水位(SA)等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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)、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>④ 自動減圧作動阻止機能の作動確認に係る計装設備として、原子炉水位(SA)等が挙げられていることを確認した。</p> <p>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、平均出力領域計装、中性線源計装が挙げられていることを確認した。</p> <p>⑥ 残留熱除去系（サプレッション・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・プール水温度(SA)、残留熱除去系ポンプ出口流量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。 (原子炉停止機能喪失の場合)</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 残留熱除去系（サプレッション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、事象発生から11.6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。</p>

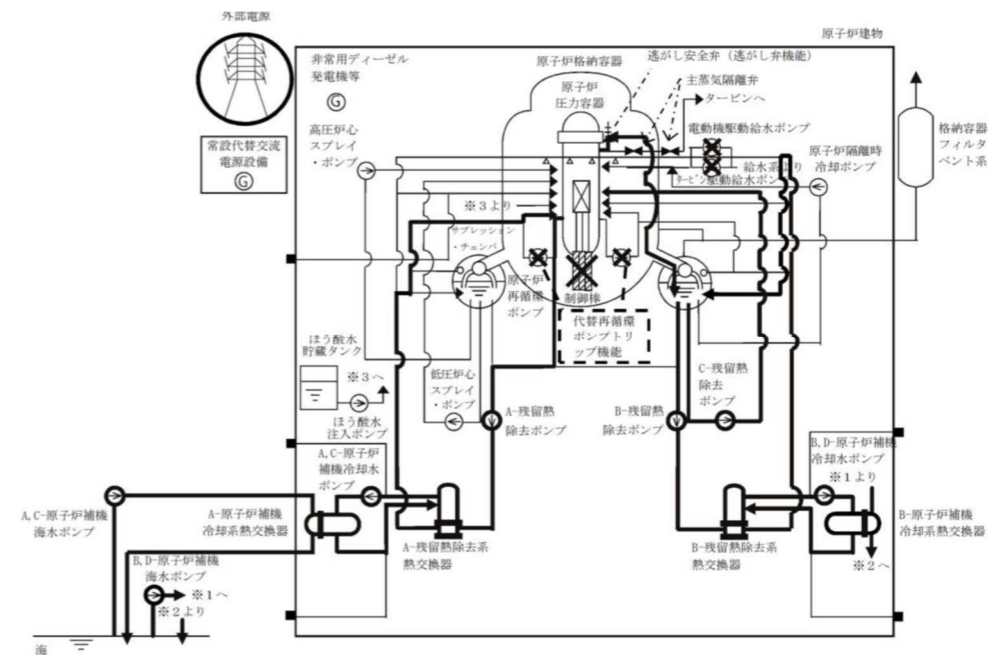
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</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"> ・ 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入 ・ 非常用ガス処理系自動起動の確認 ・ 高圧原子炉代替注水系の起動 ・ 制御棒手動挿入操作 ・ スクラムテストスイッチの操作 ・ 原子炉保護系電源スイッチの操作 <p>② スクラムパイロット弁用制御空気の排出操作「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」及び「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3.1.5-1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・欧州での重大事故等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、島根2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 	<p>3)</p> <p>(i) 逃がし安全弁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、高圧炉心スプレイポンプ、ほう酸水注入系ポンプ、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・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（島根2号）
<p>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>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3.1.5-1表「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3.1.5-2図「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要」及び「3.1.5.1(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>：平均出力領域計装によりスクラム失敗を確認する。ATWS緩和設備（代替原子炉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計装により確認する。</p> <p><u>格納容器圧力上昇による ECCS 起動確認</u>：ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）により、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動する。高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力及び残留熱除去系ポンプ出口圧力により自動起動を確認する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系起動確認</u>：原子炉水位低（レベル2）信号により、原子炉隔離時冷却系が自動起動する。原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量等により自動起動を確認する。</p> <p><u>自動減圧機能及び代替自動減圧機能の自動起動阻止</u>：格納容器圧力高（13.7kPa[gage]）信号と原子炉水位低（レベル1）信号の両方が120秒継続した場合であって、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水モード）のポンプが1台以上運転している（遮断器が閉）場合、自動減圧機能が自動起動することから、これを阻止する。阻止機能作動の確認は、原子炉水位（SA）等により確認する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水確認</u>：原子炉水位（SA）、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量等により確認する。</p> <p><u>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）運転による原子炉格納容器除熱</u>：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開始する。原子炉格納容器除熱は残留熱除去系ポンプ出口流量及びサプレッション・プール水温度により確認する。</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、平均出力領域計装により確認する。</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>5)</p>

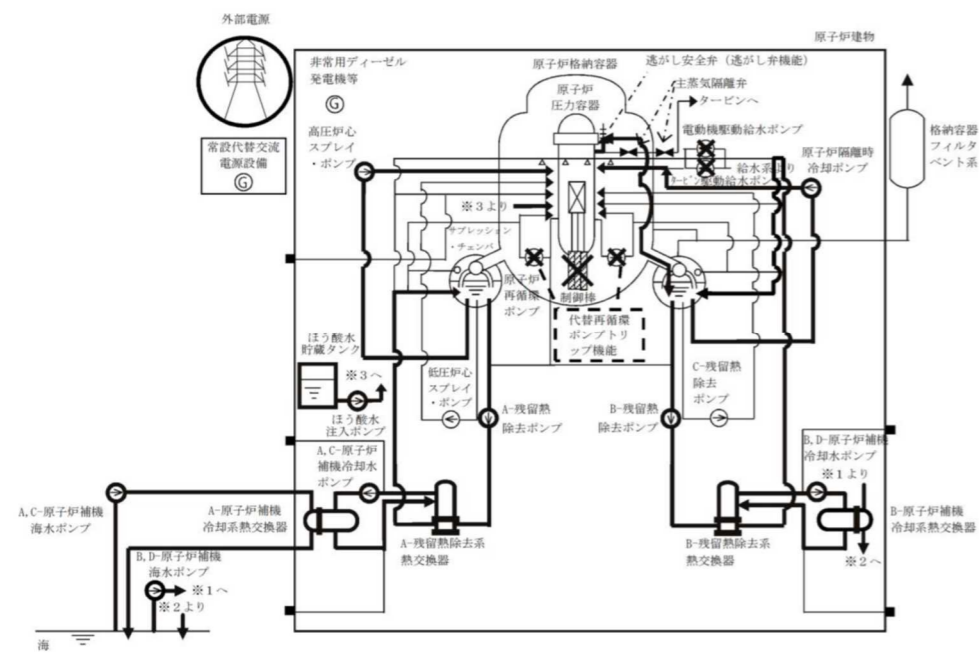
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>(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、制御棒手動挿入操作、スクラムテストスイッチの操作、原子炉保護系電源スイッチの操作、スクラムパイロット弁用制御空気の排出操作排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、「2.3.5 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>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>2.3.5 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) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」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3.1.5-1図(1) 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧及び原子炉注水)



第3.1.5-1図(3) 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉注水、原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)



第3.1.5-1図(2) 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉未臨界操作、原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

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	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40		42	44
操作項目	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮	操作の内容																							
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	5人	初動での指揮 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)																								
状況判断	1人 A	—	—	・主蒸気隔離弁全閉確認/逃がし安全弁（逃がし弁機能）による原子炉圧力制御確認	5分																							
				・原子炉自動スクラム失敗、タービントリップ確認																								
				・原子炉手動スクラムPBによる手動スクラム																						解析上考慮せず		
				・代替制御棒挿入機能の手動操作による制御棒挿入操作																						解析上考慮せず		
	1人 B	—	—	・原子炉モードスイッチ「停止」による原子炉スクラム	5分																					解析上考慮せず		
				・再循環ポンプトリップ確認																								
				・タービン駆動給水ポンプトリップ及び電動機駆動給水ポンプ自動起動確認																								
				・復水・給水ポンプトリップ確認																								
自動減圧系等の起動阻止	(1人) A	—	—	・自動減圧起動阻止スイッチ「阻止」 ・代替自動減圧起動阻止スイッチ「阻止」	1分																							
残留熱除去系 運転モード切替え操作	(1人) B	—	—	・残留熱除去系（低圧注水モード）から 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）切替え	6分	2系統とも残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）へ切替え														適宜実施						解析上、11.6分後に起動（サブプレッション・プール水温度高（49℃）到達から10分の操作余裕時間を考慮）		
				・残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）状況監視																								
ほう酸水注入系起動操作	(1人) A	—	—	・ほう酸水注入系起動	3分																							
				・注入状況監視															ほう酸水全量注入完了まで適宜状態を監視し、全量注入を確認した後にほう酸水注入系を停止						解析上、11.6分後に起動（原子炉スクラム失敗確認から10分の操作余裕時間を考慮）			
制御棒挿入操作	(1人) A	2人 C,D	—	・制御棒手動挿入操作															全制御棒全挿入又は1本のみ制御棒未挿入の状態まで挿入						解析上考慮せず			
	—			・スクラムテストスイッチの操作															10分									
	—			・原子炉保護系電源スイッチの操作															6分									
	—			・放射線防護具準備															10分									
	—			・スクラムパイロット弁用制御空気の排出操作															15分									
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	(1人) A	—	—	・原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の監視 ・原子炉隔離時冷却系の停止操作															サブプレッション・プール水温度が100℃に到達した場合、原子炉隔離時冷却系を停止									
高圧炉心スプレイ系による原子炉水位調整操作	(1人) A	—	—	・高圧炉心スプレイ系による原子炉注水の監視 ・高圧炉心スプレイ系による原子炉注水の流量調整															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以上維持									
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 C,D	—																									

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 3.1.5-3 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（島根2号）
<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+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内の圧力上昇による正の反応度印加が生じることから、より厳しい事故シーケンスとして選定する」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「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）+原子炉停止失敗」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（島根2号）
<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/ポロン）、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）、ECGS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水冷却が挙げられていることを確認した。</p> <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、原子炉圧力容器における冷却材流量変化等を取り扱うことができる 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 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を用いる。</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>（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（島根2号）
<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、事象発生と同時に復水・給水系及び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・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（島根2号）
<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>(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、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2.5.2-1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：9×9燃料（A型）及びMOX燃料を装荷した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動的ボイド係数の絶対値が大きいことから、主蒸気隔離弁閉止に伴う原子炉圧力上昇による正の反応度印加の観点では厳しい設定となる。</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）に、9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期を考慮するための係数として1.25を乗じ、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）に、9×9燃料（A型）及びMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期を考慮するための係数として0.99を乗じ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及びSCATの感度解析を実施している。</p> <p>その他の初期条件：炉心流量は、定格炉心流量とすることを確認した。原子炉熱出力、原子炉圧力、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（MOX燃料を装荷したサイクル以降におけるサイクル初期から、サイクル末期より遡って炉心平均燃焼度で2000Mwd/t手前までの期間）の熱的制限値を設定、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、「2.5.3 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</p> <p>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</p> <p>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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、<u>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で、運転点（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</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 3.1.5-2 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期理由については、以下に示す。</p> <p><u>ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）：ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により、原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル2）で再循環ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環ポンプが1台以上トリップしている状態で、運転点（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。</u></p> <p><u>主蒸気隔離弁</u>：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><u>逃がし安全弁</u>：逃がし安全弁（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（12個）は、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p><u>電動機駆動原子炉給水ポンプ</u>：主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動原子炉給水ポンプがトリップした後、電動機駆動原子炉給水ポンプによ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 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>る給水を継続するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動原子炉給水ポンプがトリップするものとする。</p> <p>原子炉隔離時冷却系：<u>原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、設計値である91m³/h（8.21～0.74MPa[dif]）において）の流量で給水するものとする。</u>また、サプレッション・プール水温度が原子炉隔離時冷却系の高温耐性（110℃）に余裕を考慮した温度である100℃に到達した時点で停止するものとする。</p> <p>高圧炉心スプレイ系：<u>高圧炉心スプレイ系は原子炉水位低（レベル1H）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた注水特性（設計値として最大1,050m³/h）に従うものとする。</u>具体的には、設計値318～1050m³/h（8.14～1.38MPa[dif]）において）の流量で給水するものとする。</p> <p>ほう酸水注入系：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、162L/minの流量及びほう酸濃度13.4wt%で注入するものとする。</p> <p>残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）：伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき1基あたり約9MW（サプレッション・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「2.3.2 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 	<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、<u>ほう酸水注入系によるほう酸水の注入開始時間は、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。また、<u>残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱開始時間は、サプレッション・プール水温が49℃に到達してから、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してから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、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器除熱操作は、事象発生から11.6分後に開始するものとするを「第3.1.5-2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 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機能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> <p>残留熱除去系（サプレッション・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事象発生から11.6分後より開始する設定としていることを確認した。なお、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）運転操作は、サプレッション・プール水温の上昇に伴い警</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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>報が発報し、また、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（島根2号）
<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）</p> <p>（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>1)</p> <p>(i) 「3.1.5.2 (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を</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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確認できるパラメータを確認。 （原子炉停止機能喪失の場合） 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉圧力 ・ 中性子束 動的機器の作動状況： ・ 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 対策の効果： ・ 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> <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>確認した。</p> <p>② 第3.1.5-4 図及び第3.1.5-7 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3.1.5-4 図及び第3.1.5-7 図より、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が原子炉圧力高（7.41MPa[gage]）信号により再循環ポンプ全台をトリップさせ、炉心流量が急減していることを確認した。第3.1.5-4 図より、逃がし安全弁（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3.1.5-16 図より、格納容器圧力高信号（13.7kPa-gage）により高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）が自動起動していることを確認した。第3.1.5-13 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、約49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。第3.1.5-19 図より、残留熱除去系（サプレッション・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・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3.1.5-4 図より、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動の効果として、再循環ポンプ全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3.1.5-9 図及び第3.1.5-10 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3.1.5-7 図より、逃がし安全弁（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、原子炉出力低下に伴い、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水により、原子炉水位が回復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（島根2号）
<ul style="list-style-type: none"> ・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>(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>(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>① 燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量</p>	<p>a. 0秒から約30秒の期間</p>
	<p>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ポ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ため、燃料被覆管温度は急激に上昇する。約2.5秒後にATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により再循環ポンプ全台がトリップし、炉心流量が低下することにより一時的にポイド率が</p>
	<p>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94%まで上昇するが、PCTは約818℃に抑えられ、また、</p>
	<p>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（逃がし弁機能）により約8.98MPa[gage]に抑えられる。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>b. 約30秒から約11分の期間</p>
	<p>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徐々に上昇する。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と、燃料被覆管温度が急激に上昇するが、</p>
	<p>PCTは約598℃に抑えられる。その後、復水器ホットウェルの水位低下により電動機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、炉心流量及び中性子束が低下する。中性子束の低下に伴い蒸気発生量が低下する過程において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の開閉により一時的に原子炉圧力の変動が大きくなることで、中性子束も変動するが、PCTは約598℃に抑えられる。その後、復水器ホットウェルの水位低下により</p>
	<p>電動機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、炉心流量及び中性子束が低下する。中性子束の低下に伴い蒸気発生量が低下する過程において、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の開閉により一時的に原子炉圧力の変動が大きくなることで、中性子束も変動するが、PCTは約</p>
	<p>598℃に抑えられ、再度、大きな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スプレイ系により炉心の冷却は維持される。</p>
	<p>c. 約11.6分以降</p>
	<p>事象発生から11.6分後、ほう酸水注入系を中央制御室より手動にて操作する。中性子束は徐々に低下して、原子炉は未臨界状態に至る。また、同時に残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を中央制御室より手動にて操作する。原子炉格納容器内の圧力及びサブプレッショ</p>
	<p>ン・プール水温は、それぞれ約167kPa[gage]、約110℃に抑えられる。</p>
	<p>d. ほう酸水注入系による未臨界の維持、高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の継続、残留熱除去系（サブプレッション・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。</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、主蒸気隔離弁閉止に伴う出力上昇に伴う沸騰遷移による温度上昇が最も厳しく、事象発生から約5秒で最高の約818℃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、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約8.68MPa[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8.98MPa[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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>③ 格納容器圧力及びサプレッション・プール水温は、ほう酸水注入系と残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）の起動後も緩やかに上昇するが、それぞれ約167kPa[gage]、約110℃以下に抑えられ、原子炉格納容器パウンダリの限界圧力（0.85MPa[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>
<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3.1.5-9図、第3.1.5-13図、第3.1.5-13図及び第3.1.5-17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（代替原子炉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スプレイ系による炉心の冷却、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動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1、200℃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、高圧炉心スプレイ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・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3.1.5-13図にあるとおり、ほう酸水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スプレイ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3.1.5-19図にあるとおり、事象発生から11.6分後に、残留熱除去系（サプレッション・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・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。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

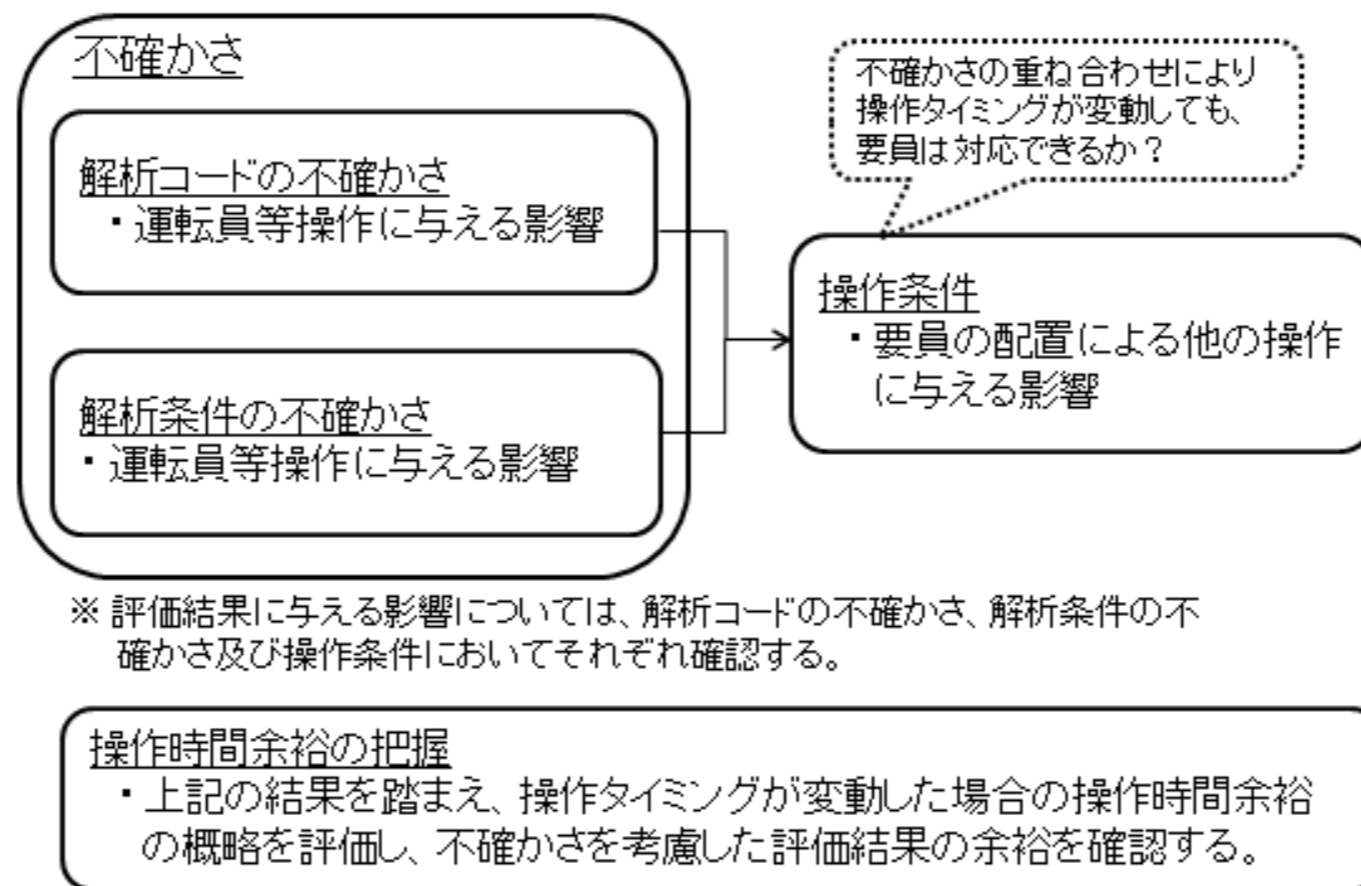
確認内容の概要：

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（島根2号）
<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、「2.7 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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、自動減圧機能等の起動阻止操作、ほう酸水注入系の起動操作及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）運転操作とすることを確認した。自動減圧機能等の起動阻止操作、ほう酸水注入系の起動操作及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）運転操作については、操作のタイミングによって、格納容器圧力及び温度が影響を受ける。</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（島根2号）
<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 及び 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、ボ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)</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」に記載する。</p> <p>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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。</p> <p>また、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。 ・ 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設定す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。 ・ 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・プール水温及び格納容器圧力を高め評価する。 <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・プール水温及び格納容器圧力を高め評価することから、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 2.5.3 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（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（島根2号）
<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>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「1.25」に対して最確値は「1.35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40.6kW/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1.25×1.02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。</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0.9×0.99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。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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プレッション・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供給されることから、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>⑦ 機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、解析条件の「3秒」に対して最確条件は「3秒以上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>
<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> <p>① 炉心流量</p> <p>② 最小限界出力比（MCPR）</p> <p>③ 最大線出力密度（MLHGR）</p> <p>④ 核データ（動的ボイド係数）</p> <p>⑤ 核データ（動的ドップラ係数）</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、動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を 1.25×1.02 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 0.9×0.99 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。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の炉心流量は、解析条件の「35、600t/h（定格流量の100%）」に対して最確条件は「定格流量の約85%～約104%」である。炉心流量が多い場合は相対的にボイド率が低くなるため、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小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、事象発生の約2.5秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプ2台がトリップするため、この影響は小さいことを確認した。</p> <p>② 初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.25」に対して最確条件は「1.35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。</p> <p>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40.6kW/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。</p> <p>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1.25×1.02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、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>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0.9×0.99倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑥ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>⑦ 外部電源の有無</p> <p>⑧ 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間</p>	<p>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。</p> <p>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・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。</p> <p>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・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供給されることも確認した。</p> <p>⑧ 機器条件の主蒸気隔離弁の閉止に要する時間は、解析条件の「3秒」に対して最確条件は「3秒以上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。</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（島根2号）
<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 自動減圧機能等の起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から5分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作であり不確かさ要因により操作開始時間に与える影響は小さいことから、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、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>ほう酸水注入系の起動操作は、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、原子炉スクラムの失敗が確認され次第、再循環ポンプの停止及び自動減圧機能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・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・プール水温度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、サプレッション・プール水温の上昇に伴い警報が発報し、また、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、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。）の不確かさにより、操作開始時間に与える影響はないことを確認した。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>自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作については、本操作の解析上の開始時間は、原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間等を考慮して事象発生から約5分後と設定しており、本操作が中央制御室制御盤スイッチの簡易な操作であること等を考慮すると、実際の操作開始時間とほぼ同等である。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、</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>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約 130 秒間はあることから、運転員 1 名が中央制御室から開状態の逃がし安全弁（自動減圧機能）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。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 11.6 分後としているが、実際の操作は原子炉スクラムの失敗を確認次第、再循環ポンプの停止確認並びに自動減圧機能の起動阻止スイッチの手動操作後に速やかに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、原子炉格納容器内の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"> 操作条件の自動減圧系等の起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 5 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作であり不確かさ要因により操作開始時間に与える影響は小さいことから、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、運転員等操作時間に与える影響も小さい。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）の不確かさにより、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。 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・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（島根2号）
<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く、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85%）とした場合、PCTは約820℃、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、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9.04MPa [gage]となるが、評価項目を満足することに変わりはない。</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、炉心流量を最確条件のうち最小（定格炉心流量の85%）とし、かつ、リウエット現象を考慮しない場合でも、PCTは約1,155℃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（島根2号）
<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約130秒間はあることから、運転員1名が中央制御室から開状態の逃がし安全弁（自動減圧機能）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。ほう酸水注入系運転操作については10分程度遅れる場合においても、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があること、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）運転操作については、評価項目となるパラメータの上昇は緩やかであるため、十分な余裕が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 操作条件の自動減圧系等の起動阻止操作については、解析上、格納容器圧力高（13.7kPa [gage]）及び原子炉水位低（レベル1）の設定点に到達し自動減圧系等のタイマーが作動するのは事象発生約7.9分後であり、仮に、自動減圧系等の起動阻止操作が遅れた場合には、この自動減圧系のタイマー作動後の120秒後に自動減圧機能付き逃がし安全弁が自動開放する。操作が遅れて自動減圧系が作動した場合でも、原子炉圧力が低圧炉心スプレイ系の注水開始圧力に低下するまでに自動減圧系等の起動阻止操作を実施し、自動開放した自動減圧機能付き逃がし安全弁を閉止することで、原子炉減圧及び低圧炉心スプレイ系等からの注水に伴う急激な原子炉水位上昇による正の反応度印加は防止できる。自動減圧機能付き逃がし安全弁6個で減圧する場合について、同じ操作を実施している「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」を参照すると、減圧開始から約130秒で約2MPa [gage]まで低下している。よって、合計で解析上の操作開始時間である事象発生約5分後から約7.1分程度の時間余裕がある。</p> <p>② ほう酸水注入系の起動操作は、操作開始時間が遅れた場合には臨界未達成タイミングが遅れることで格納容器圧力及びサプレッション・プール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が10分程度遅れる場合においても、格納容器圧力及びサプレッション・プール水温の最高値はそれぞれ約167kPa [gage]、約110℃から上昇するが、これらのパラメータの上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力853kPa [gage]及び限界温度200℃に対して十分な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>③ 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）運転操作については、操作が遅れた場合にはサプレッション・プール水温の上昇が大きくなる。操作開始時間が遅れる場合においても、サプレッション・プール水温の最高値は約110℃から上昇するが、サプレッション・プール水温の上昇は緩やかであるため、限界温度200℃に対して十分な余裕が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（島根2号）
<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。</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 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 本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、11名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45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確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1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。</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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用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。</p> <p>① 外部電源の喪失は想定していないが、外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能であることを確認した。また、緊急時対策所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>「手順 1.18」の補足説明資料において、緊急時対策所用発電機の容量が約 220kVA であり必要負荷が約 74kVA 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（島根2号）
(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。 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。	(iii) 水源の充足性について、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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、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。
(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。	(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、外部電源の喪失を仮定した場合には、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m ³ 、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は、約8m ³ であり、合計約708m ³ 必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m ³ 、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m ³ 、合計約775m ³ 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。

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p data-bbox="142 321 320 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="142 367 605 394">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="142 411 1056 575">・ 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="1107 277 2819 441">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（代替原子炉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スプレイ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（サプレッション・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 data-bbox="1107 457 2819 667">重要事故シーケンス「過渡事象+原子炉停止失敗」において、ATWS 緩和設備（代替原子炉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 data-bbox="1107 684 2819 804">また、ATWS 緩和設備（代替原子炉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、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（サプレッション・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をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p data-bbox="1107 821 2496 848">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="1107 865 2819 936">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+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 data-bbox="1107 995 2819 1066">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. 6-13
(1) 有効性評価の方法	2. 6-13
(2) 有効性評価の条件	2. 6-16
(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

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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"> ・ 「冷却材喪失（小破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」 ・ 「冷却材喪失（小破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・ 「冷却材喪失（中破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」 ・ 「冷却材喪失（中破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋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4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"> ・ 「冷却材喪失（小破断LOCA）＋崩壊熱除去失敗」 ・ 「冷却材喪失（中破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗」 ・ 「冷却材喪失（中破断LOCA＋崩壊熱除去失敗） ・ 「冷却材喪失（中は談LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗） <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 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補「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	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)	着眼点との関係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冷却材喪失（小破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗+ 低圧炉心冷却失敗	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・SRVの手動操作 ・低圧原子炉代替注水系（常設） ・格納容器代替スプレイ（可搬型） ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	中	低	高	低	a. 全事故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. 両着眼点について「高」と考えた事故シーケンスとして③を抽出。 d. 頻度の観点では③が支配的となった。 以上より、③を重要事故シーケンスとして選定。
	- ②冷却材喪失（小破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗+ 原子炉減圧失敗			中	低	低	中	
	◎ ③冷却材喪失（中破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗+ 低圧炉心冷却失敗			中	高	高	高	
	- ④冷却材喪失（中破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗+ 原子炉減圧失敗			中	高	低	中	

（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（島根2号）
<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も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原子炉代替注水系（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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタ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

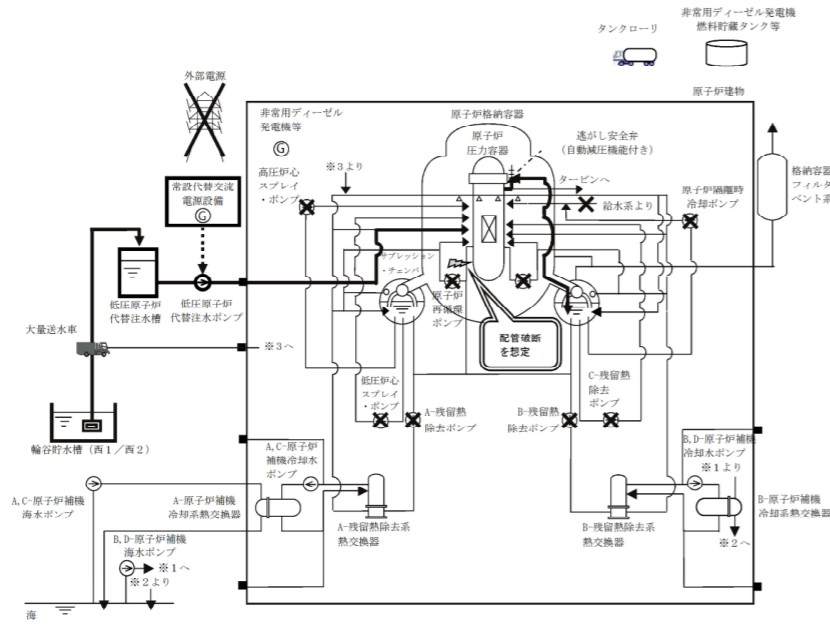
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、LOCA の発生及び高圧・低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 3. 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（広帯域）、高圧炉心スプレイポンプ出口流量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（自動減圧機能付き）の手動開操作による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備、大量送水車及びタンクローリ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（自動減圧機能付き）、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等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。初期の対策である自動減圧機能付き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」、低圧原子炉代替注水系（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、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備及びガスタービン発電機用軽油タンク自動減圧機能付き逃がし安全弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク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 3. 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>(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（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。本重要事故シーケンスにおいては、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、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント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、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等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格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタ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、格納容器フィルタベント系を用いる。このため、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、常設代替交流電源設備、ガスタービン発電機用軽油タンク、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタ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 3. 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 自動減圧機能付き逃がし安全弁を開維持し、低圧原子炉代替注水系（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、格納容器フィルタ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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>③ 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 が補足説明資料（添付資料2.1.1（別紙1））に示されている。 補足説明資料（添付資料2.6.3）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> <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（格納容器フィルタベント系等、残留熱除去系又は残留熱代替除去系）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。 (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3.1.6-1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 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（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（SA）、原子炉水位（SA）、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水槽水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却並びに原子炉格納容器フィルタベント系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、ドライウェル圧力(SA)、格納容器代替スプレイ流量、サブプレッション・プール水位（SA）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 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384kPa[gage]に到達した場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施し、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m 到達から10分後に格納容器フィルタ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>(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"> ・ 高圧原子炉代替注水系起動操作 ・ 高圧/低圧注水機能回復操作 ・ 復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水压系、ほう酸水注入系による原子炉注水逃がし安全弁用制御電源確保、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧 ・ 原子炉満水操作 ・ 格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系による格納容器スプレイ格納容器フィルタベント系による格納容器ベント（D/W） ・ 耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント（W/W） ・ 耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント（D/W）

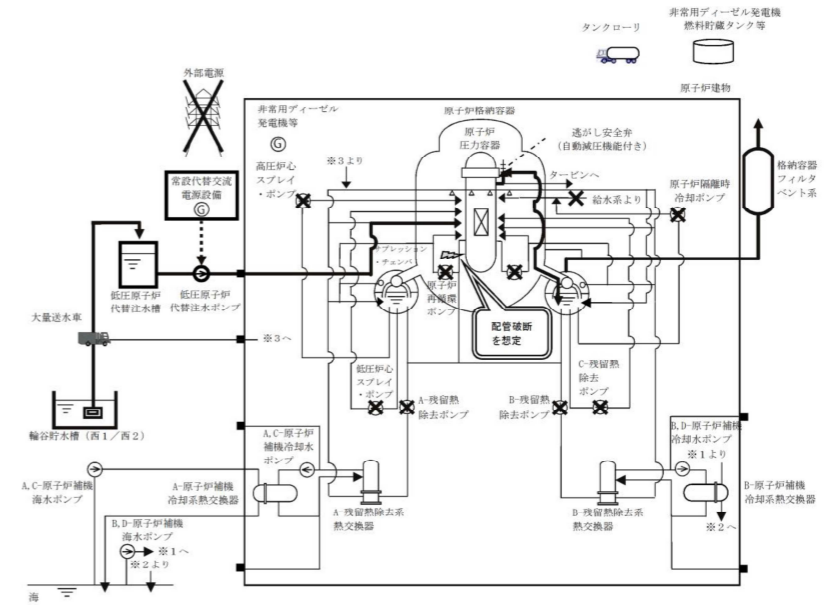
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>② 「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力 1.4 原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 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「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>
<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3.1.6-1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・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較」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、島根2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、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)</p> <p>(i) 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（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、自動減圧機能付き逃がし安全弁、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水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。また、安定状態に向けた対策に関連する格納容器フィルタベント系格納容器代替スプレイ系（可搬型）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>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3.1.6-2 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（島根2号）
<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>(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3.1.6-2 図「LOCA 時注水機能喪失」の対応手順の概要」及び「3.1.6.1 (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>高圧注水機能喪失</u>： 中央制御室にて機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて機能喪失を確認する。</p> <p><u>低圧注水機能喪失及び除熱機能喪失</u>： 中央制御室にて機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力等にて機能喪失を確認する。</p> <p><u>自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧</u>： 高圧・低圧注水機能喪失確認後、及び常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水ポンプを起動し、中央制御室にて自動減圧機能付き逃がし安全弁6弁を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。</p> <p><u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水</u>： 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力容器の圧力が低圧原子炉代替注水系（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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却開始</u>： 格納容器圧力 384kPa[gage]又はドライウエル雰囲気温度が 171℃に接近した場合により、格納容器冷却を開始する。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系による格納容器除熱の開始</u>： サプレッション・プール水位が、通常水位+約 1.3m に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を停止した後、NGC N2 トーラス出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって全開操作することで、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系による格納容器除熱停止</u>： 格納容器フィルタベント系による格納容器除熱実施時に、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、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、格納容器フィルタベント系の窒素ガスパージを実施する。</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>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>

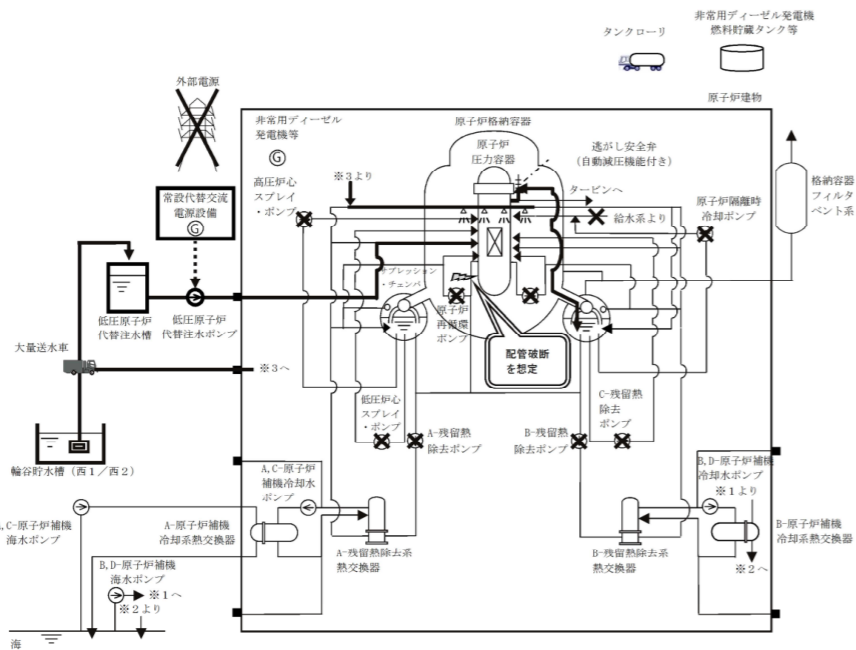
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 ・ タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>③ 有効性評価においては、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、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、「2.3.5 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>2.3.5 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) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」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>



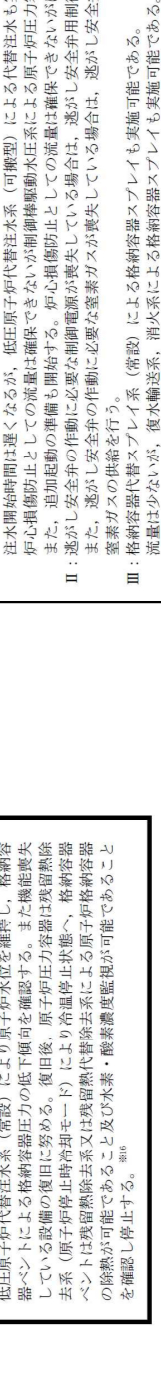
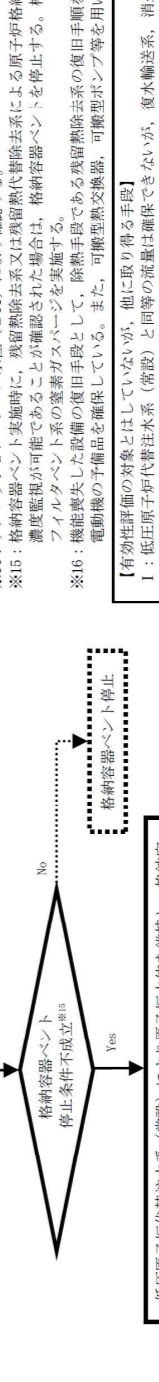
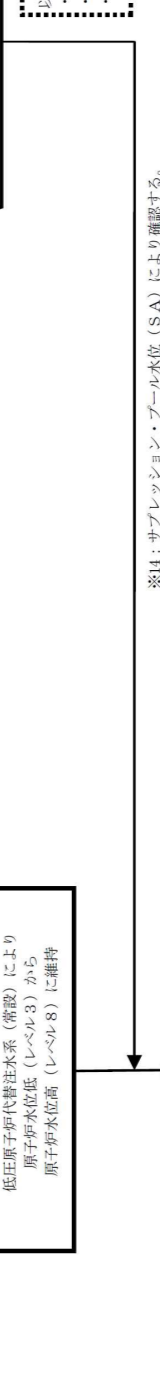
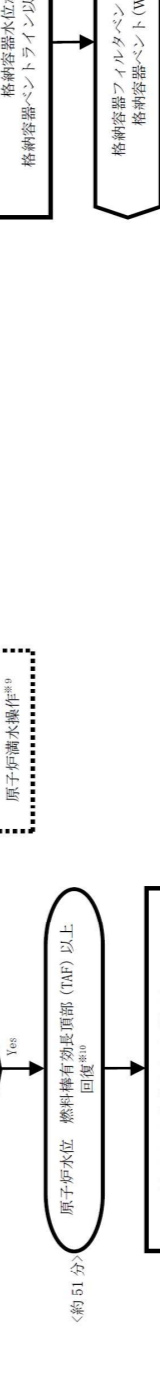
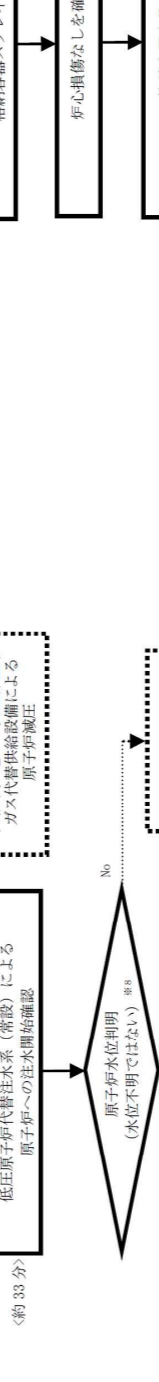
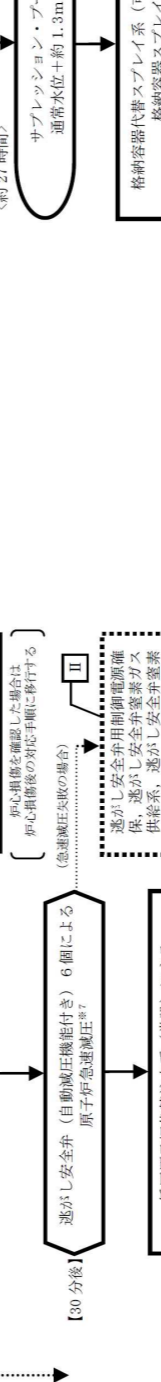
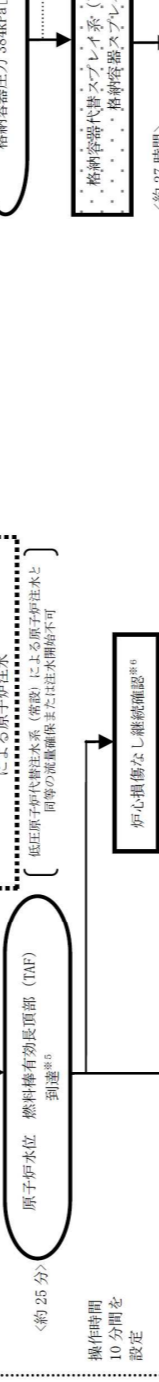
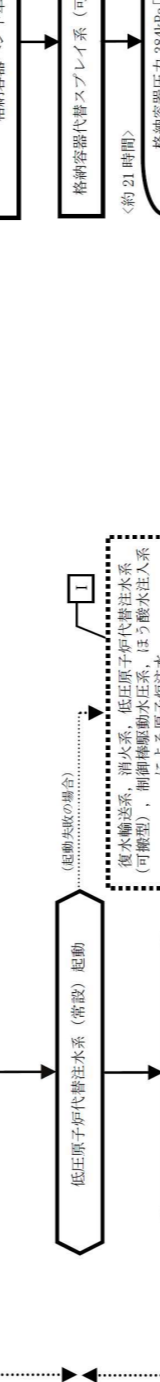
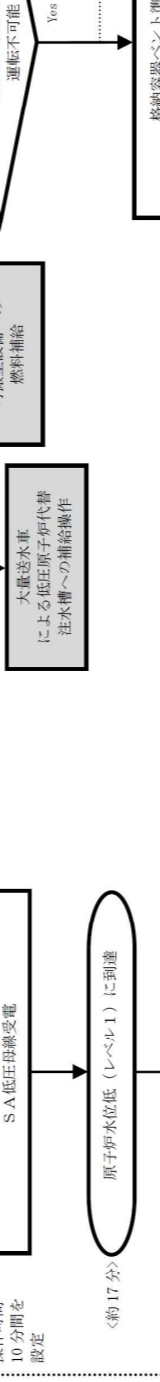
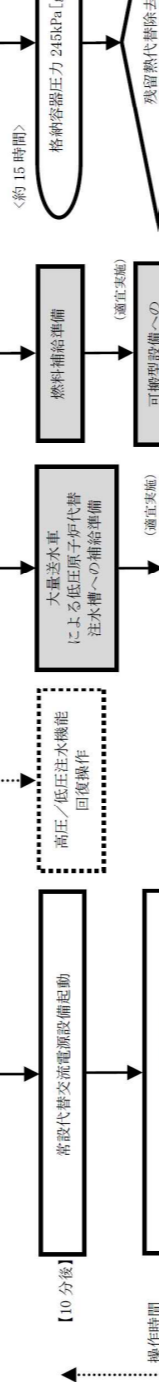
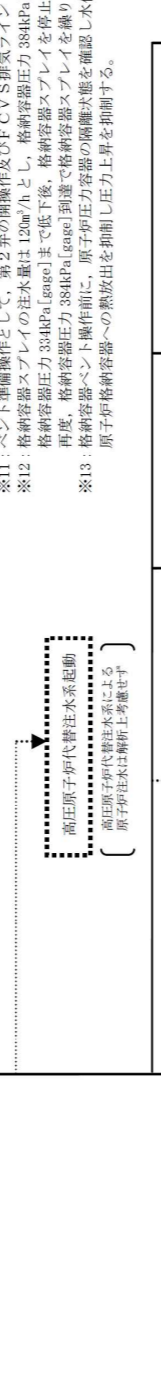
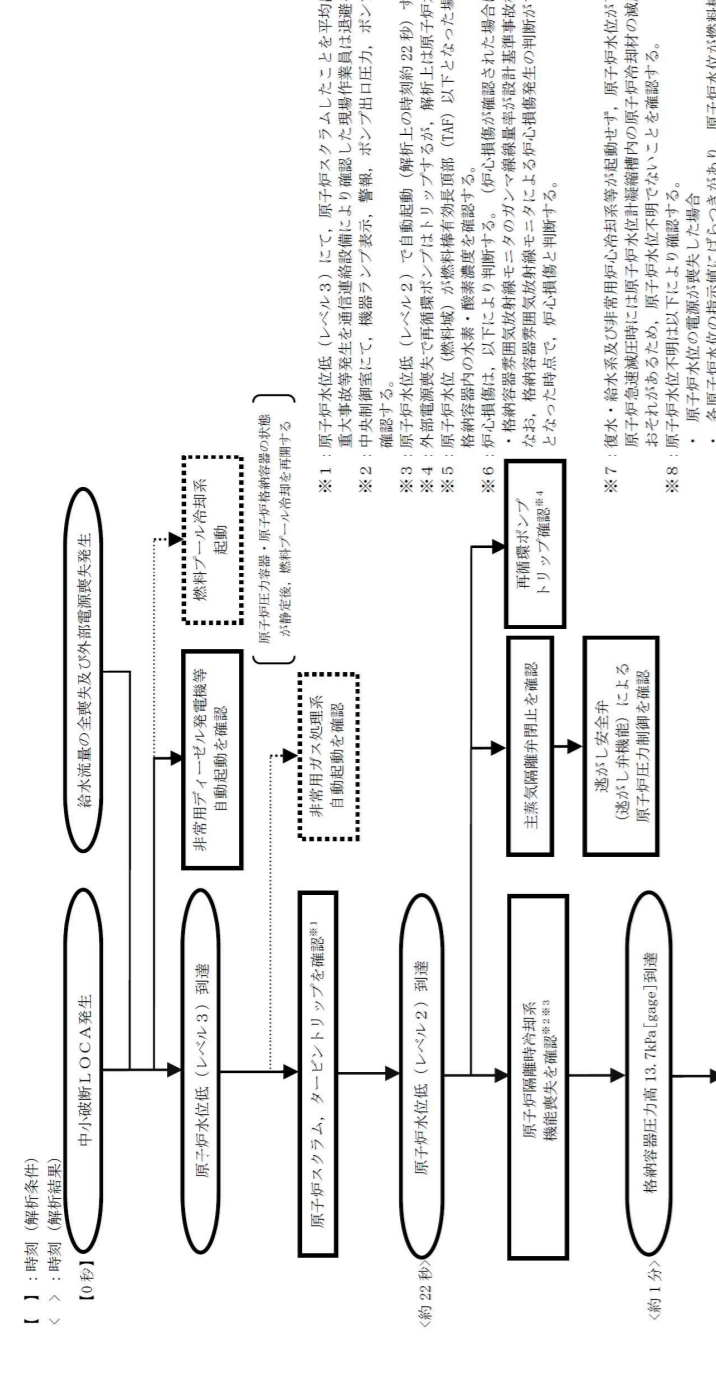
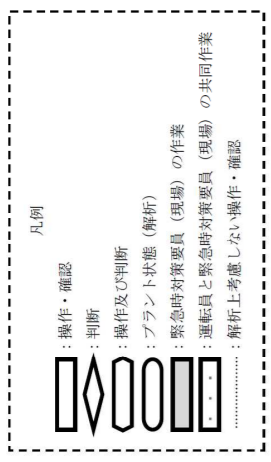
第3.1.6-1図(1) 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉急速減圧及び原子炉注水)



第3.1.6-1図(3) 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



第3.1.6-1図(2) 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計表により確認する。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、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量、原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※3: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時刻約22秒) する。
- ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。
- ※5: 原子炉水位 (燃料域) が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以下となった場合は、格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※6: 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
 - ・格納容器窒素放熱線モニタのガンマ線検量率が設計基準値事故相当のガンマ線検量率の10倍を超えた場合
 - ・格納容器窒素放熱線モニタによる炉心損傷発生が判断できない場合は原子炉圧力容器温度が300°C以上 (1点以上) となった時点で、炉心損傷と判断する。
- ※7: 復水、給水系及び非常用炉心冷却系等が起動せず、原子炉水位が下降中となり、代替注水系を起動した場合、原子炉を減圧する。原子炉急速減圧時には原子炉水位計連動機構内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
- ※8: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 - ・原子炉水位の電源が喪失した場合
 - ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
 - ・水位不明判断曲線の「水位不明領域」に入っている場合
 - ・凝縮液相温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
- ※9: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差を確認すること、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。
- ※10: 原子炉水位 (燃料域) により燃料棒有効長頂部 (TAF) 回数を確認した場合は、燃料棒有効長頂部 (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ることを確認する。炉心損傷の有無を格納容器雰囲気気放射線モニタ等により確認する。
- ※11: ベント準備操作として、第2弁の開操作及びFCVS排気ライン排出口の閉操作を実施する。
- ※12: 格納容器スプレイスの注水量は12m³/hとし、格納容器圧力384kPa [Gage] 到達で格納容器スプレイスを行う。
- ※13: 格納容器ベント操作前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高めに維持する。原子炉格納容器への蒸気放出を抑制し圧力上昇を抑制する。
- ※14: サプレッション・プール水位 (SA) により確認する。
- ※15: 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器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、格納容器フィルタベント系の蒸発ガスバypassを実施する。
- ※16: 機能喪失した設備の復旧手段として、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、原子炉補機海水ポンプ電動機の手品を確認している。また、可搬型加熱器、可搬型ポンプ等を用いた原子炉格納容器除熱を実施することも可能である。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】
 I: 低圧原子炉代替注水系 (常設) と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による代替注水も実施可能である。炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御機動水圧系による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、追加起動の準備も開始する。炉心損傷防止としての流量は確保できないがほう酸水注入系による原子炉注水が可能である。
 II: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。
 III: 格納容器代替スプレイス系 (常設) による格納容器スプレイスも実施可能である。蒸発ガスの供給を行う。
 流量は少ないが、復水輸送系、消火系による格納容器スプレイスも実施可能である。

第3.1.6-2 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

実施箇所・必要人員数	責任者		当直長		1人		中央制御室監視 緊急時対策本部連絡	
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡				
指図者	指図者		当直副長		1人		運転操作指図	
	指図者	当直副長	1人	運転操作指図				
通報連絡者	緊急時対策 本部要員		5人		初動での指図 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)					
操作項目	<p>経過時間(分)</p> <p>10 20 30 40 50 60</p> <p>経過時間(時間)</p> <p>1 2 3 4 5 14 15 16 17 20 21 22 23 27 28 29</p> <p>経過時間(日)</p> <p>5 6 7</p> <p>備考</p> <p>事象発生 原子炉スクラム 約22秒 原子炉水位低(レベル2) 約1分 格納容器圧力高13.7MPa[gage] フロント状況判断 10分 常設代替交流電源設備による給電 約17分 原子炉水位低(レベル1) 約25分 原子炉水位燃料棒有効長頂部到達 約30分 原子炉急減圧 約33分 低圧原子炉代替注水系(常設) 原子炉注水開始 約51分 原子炉水位 燃料棒有効長頂部到達 約15時間 格納容器圧力215kPa[gage]到達 約21時間 格納容器圧力384kPa[gage]到達 約27時間 サプレッション・プール水位 通常水位+約1.3m到達</p>							
状況判断	1人 A	—	—	—	—	—	—	—
外部電源喪失確認	—	—	—	—	—	—	—	—
給水流量の全喪失確認	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉スクラム、ターボトリップ確認	—	—	—	—	—	—	—	—
非常用ディーゼル発電機等自動起動確認	—	—	—	—	—	—	—	—
再循環ポンプトリップ確認	—	—	—	—	—	—	—	—
高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系機能喪失確認	—	—	—	—	—	—	—	—
主蒸気隔離弁全閉確認/逃がし安全弁(逃がし弁機能)による原子炉圧力制御確認	—	—	—	—	—	—	—	—
原子炉隔離時冷却系機能喪失確認	—	—	—	—	—	—	—	—
高圧原子炉代替注水系起動操作	—	—	—	—	—	—	—	解析上考慮せず
非常用ガス処理系自動起動確認	—	—	—	—	—	—	—	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 対応可能な要員により対応する
常設代替交流電源設備起動操作	(1人) A	—	—	—	10分	—	—	—
原子炉急減圧操作	(1人) A	—	—	—	—	10分	—	—
低圧原子炉代替注水系(常設)起動操作	(1人) A	—	—	—	—	10分	—	—
低圧原子炉代替注水系(常設)注水操作	(1人) A	—	—	—	—	—	—	—
輸送貯水槽(西1/西2)から低圧原子炉代替注水槽への補給	—	—	14人 a~n	—	10分	2時間10分	—	—
格納容器代替スプレイ系(可搬型)系統構成	(1人) A	—	(2人) a, b	—	—	—	—	—
格納容器代替スプレイ系(可搬型)スプレイ操作	(1人) A	—	(2人) a, b	—	—	—	—	—
原子炉満水操作	(1人) A	—	—	—	—	—	—	—
格納容器ベント準備操作	(1人) A	—	—	—	10分	—	—	—
放射線防護具準備	—	2人 B, C	—	—	—	—	—	—
格納容器ベント準備(第2弁操作)	—	—	—	—	—	—	—	—
F C V S 排気ラインドレン排出弁開操作	(2人) e, f	—	—	—	—	—	—	—
放射線防護具準備	—	2人 o, p	—	—	—	—	—	—
第1ベントフィルタ出口水素濃度準備	—	—	—	—	—	—	—	—
可搬式窒素供給装置準備	—	—	(2人) c, d	—	—	—	—	—
格納容器ベント操作	(1人) A	—	—	—	—	—	—	—
格納容器ベント操作(第1弁操作)	—	(2人) B, C	—	—	—	—	—	—
燃料補給準備	—	—	2人 q, r	—	10分	—	—	—
非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給	—	—	—	—	—	—	—	—
燃料補給作業	—	—	—	—	—	—	—	—
燃料プール冷却 再開	(1人) A	—	—	—	—	—	—	—
燃料プール冷却ポンプを再起動し燃料プールの冷却を再開する。 必要に応じてスキマージタンクへの補給を実施する。	—	—	—	—	—	—	—	—
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	18人 a~r	—	—	—	—	—

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 3.1.6-3 図 「LOCA時注水機能喪失」の作業と所要時間

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. 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（島根2号）
<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、「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」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、高圧炉心冷却と低圧炉心冷却の機能喪失が重畳する場合である「冷却材喪失（中破断 LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとすることを確認した。なお、中破断 LOCA は、破断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、本評価では、原子炉隔離時</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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> <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>冷却系の運転にも期待しないものとする。</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、スプレー冷却、格納容器ベントが挙げられていることを確認した。</p> <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。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。</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> <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ブプレッション・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</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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>（ii）格納容器フィルタベント系の使用による敷地境界での実効線量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（島根2号）
<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> <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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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く、炉心冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。外部電源がある場合を包絡する条件として、原子炉スクラムは原子炉水位（レベル3）で発生し、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となるとしていることを確認した。</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、中破断LOCAが発生するものとし、破断面積は、3.1cm²とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧原子炉代替注水系（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、原子炉圧力容器に接続された配管の中で接続位置が低く最大口径である再循環配管（出口ノズル）（配管断面積：約0.16m²）とする。この破断位置においては、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流量が大きくなることから、炉心の冷却の観点で厳しい設定となることを確認した。なお、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可能性がある。</p> <p>安全機能喪失の仮定として、高圧注水機能、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「添付資料2.6.1「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について」において、起因事象である配管の破断の想定について、低圧原子炉代替注水系（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（破断面積3.1cm²）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、感度解析の結果として4.2cm²（※2）の破断面積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3.1cm²と4.2cm²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3.1cm²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、気相部配管（主蒸気配管（出口ノズル））における破断面積約120cm²に相当する。</p> <p>※3 破断面積3.1cm²の場合では、事象発生から約20分後に原子炉圧力容器の減圧を開始しPCTは約779℃となり、破断面積3.2cm²の場合では、事象発生から約20分後に原子炉圧力容器の減圧を開始しPCTは約817℃となる。</p> <p>② 「第3.1.6-2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（島根2号）
<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>(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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。 <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 炉心損傷防止対策の実施時間 <ul style="list-style-type: none"> (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。 (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。 (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。 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。 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。 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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。</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>2)</p> <p>(i) 機器条件として、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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低圧原子炉代替注水ポンプの注水特性（設計値として最大250m³/h）に従うものとし、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6個を使用するものとし、1個当たりの容量は設計値とする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）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120m³/hとする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器隔離弁（第1弁）を全開として、原子炉格納容器内の圧力が427kPa[gage]において、9.8kg/s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3.1.6-2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期理由については、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>： 逃がし安全弁（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（6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8%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>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>： 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大200m³/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。</p> <p><u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>： 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、120m³/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>： 格納容器フィルタベント系により、流路特性（427kPa[gage]において、10.0kg/sの流量）に対し、格納容器隔離弁を全開操作にて格納容器除熱を実施する。</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は、中破断LOCAを起因事象とし、中破断LOCAは、破断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スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）並びに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「2.3.2 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、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却については中央制御室から</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>の操作であり、現場操作はないことを確認した。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器内の冷却操作を行う運転員（現場）については、専任ではなく複数の異なる現場操作を行うがそれぞれの操作を行うまでの時間間隔が確保されており、操作の成立性があることを確認した。</p> <p><u>高圧/低圧注水機能回復操作：</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>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給：</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段等」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 名及び緊急時対応要員 12 名であり、ホースの敷設、大量送水車の起動等に約 2 時間 10 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><u>残留熱代替除去系の系等構成・運転：</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、本操作に係る要員は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、30 分以内で可能である。また、残留熱代替除去系使用時においては、原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保操作が必要となるが、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合には中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 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><u>常設代替交流電源設備起動操作：</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、中央制御室操作でのガスタービン発電機による M/C C 系及び M/C D 系受電操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、ガスタービン発電機による給電開始まで 10 分以内で可能である。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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却：</u> 「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、屋外での大量送水車による送水操作を緊急時対策要員 12 名にて実施した場合には、2 時間 10 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>燃料補給準備：</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、タンクローリ 1 台当たり緊急時対策要員 2 名にてディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給完了まで 2 時間 30 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>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>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、低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間等を考慮し、事象発生から 30 分後とする</u>ことを確認した。具体的には、常設代替交流電源設備の起動及び受電並びに低圧原子炉代替注水系（常設）起動及び系統構成は、高圧・低圧注水機能喪失を確認後実施するが、事象判断の時間を考慮して、事象発生から 10 分後に開始するものとし、操作時間は 20 分間とすることを「第 3.1.6-2 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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、384kPa[gage]に到達した場合に実施する。サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）に到達後、格納容器代替スプレイ系（可搬型）を停止し、その 10 分後に、格納容器フィルタベント系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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した場合に実施するものとし、格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合に停止する。また、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達から 10 分後に実施することを「第 3.1.6-2 表主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」によ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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30分後で実施する条件であるが、手順上は低圧原子炉代替注水系（常設）の起動及び系統構成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。</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（島根2号）
<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>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 「3.1.6.2(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3.1.6-15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3.1.6-4図より原子炉圧力が低下していること、第3.1.6-5図より原子炉水位が低下していること、第3.1.6-9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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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。 (BWR LOCA 時注水機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位 動的機器の作動状況： ・ 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 対策の効果： ・ 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</p> <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>③ 第3.1.6-7図より、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水流量を確認できること、第3.1.6-8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3.1.6-17図及び第3.1.6-18図より、格納容器代替スプレイ系が作動していること、格納容器フィルタベント系が作動していること及び真空破壊装置が水没しないことを確認した。</p> <p>④ 第3.1.6-5図及び第3.1.6-6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3.1.6-9図より、低圧原子炉代替注水系（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3.1.6-10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3.1.6-17図第2.6.2-1(16)図及び第3.1.6-18図より、格納容器代替スプレイ系（可搬型）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>	<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. 事象発生後、外部電源喪失による原子炉水位の低下に伴い、原子炉水位低（レベル2）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（逃がし弁機能）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7.89MPa[gage]に抑えられる。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却により、PCTは約779℃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。</p> <p>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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器フィルタ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27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384kPa[gage]、最高温度は約153℃に抑えられる。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 燃料被覆管温度、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>c. 格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界での実効線量は約 1.7×10^{-2} mSv となり 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 3.1.6-10 図より、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 779°C に到達するが、1,200°C 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 3.1.6-4 図より、逃がし安全弁の作動により、約 7.59MPa[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 7.89MPa[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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系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 384kPa[gage] 及び約 153°C 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 原子炉格納容器フィルタベント系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、約 1.7×10^{-2} mSv であり、5mSv を下回ることを確認した。</p> <p>上記の評価を行うに当たっては、格納容器フィルタベント系を用いた場合の敷地境界の実効線量評価では、FP は運転上許容される最大濃度で存在するとし、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの FP の放出量は過去の実測値に基づき余裕を考慮して設定するなど、保守的な設計基準事故時の評価手法を用いること、サプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による無機よう素に対する除染係数は 5、格納容器フィルタベント系による有機よう素の除染係数は 50、無機よう素の除染係数は 100 とすることを確認した。</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 3.1.6-7 図、第 3.1.6-9 図及び第 3.1.6-10 図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である低圧原子炉代替注水系（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 1,200°C 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、原子炉格納容器フィルタベント系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、約 1.7×10^{-2} mSv であり 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か。</p>	<p>1)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開維持及び低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却の継続並びに格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント系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3.1.6-4 図及び第3.1.6-10 図にあるとおり、事象発生後50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27時間後に原子炉格納容器フィルタ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、安定状態が確立しこれを維持できることを確認した。補足説明資料（添付資料2.6.3）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℃を下回ることで、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、サプレッション・プール水温、残留熱除去系の復旧に関する定量評価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

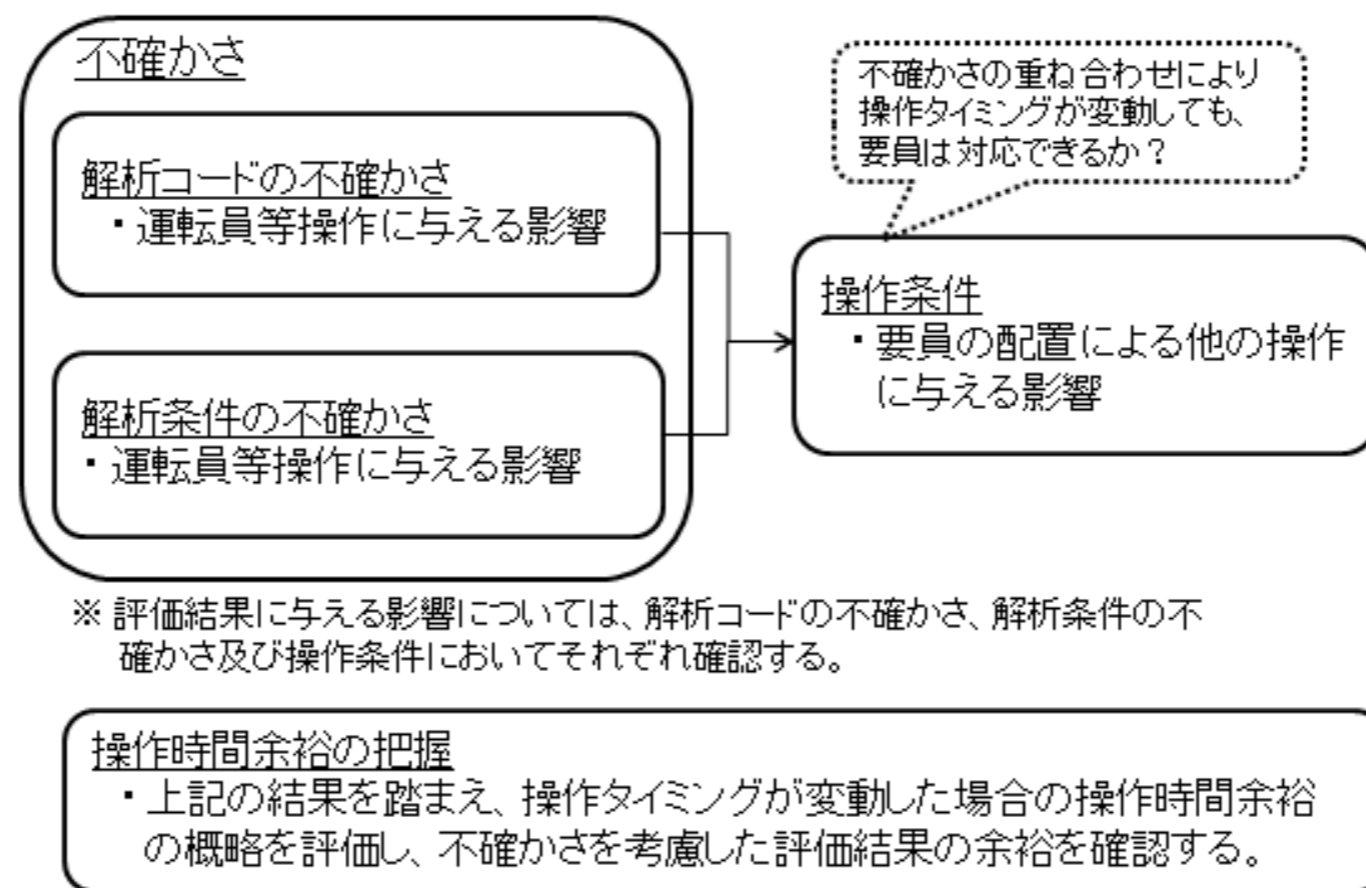
確認内容の概要：

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（島根2号）
<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、「2.7 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：2.7 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>2.7 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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器フィルタベントによる原子炉格納容器除熱操作であることを確認した。低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、高圧・低圧炉心冷却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）。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力 384kPa [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）。格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 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（島根2号）
<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、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（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）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。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 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、CHASTE 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>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) 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</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、SAFER 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。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。したがって、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>① 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>	<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 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>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>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（島根2号）
<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>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 40.6kW/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、炉心流量、原子炉水位、サブプレッション・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、復水・給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、復水・給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 機器条件の低圧原子炉代替注水系（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）には、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>⑥ 配管の破断の想定</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、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、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 3.1cm²を設定している。なお、SAFER 解析によれば、破断面積が 4.2cm²までは、燃料被覆管破裂を回避することができる。原子炉急速減圧の開始時間は、状況判断の時間、高圧・低圧炉心冷却機能喪失の確認時間及び低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定しており、破断面積の違いの影響を受けないことから、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。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、「3.2.1 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、<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 40.6kW/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が大きくなる</u>ことなどを確認した。 <u>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、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において格納容器破損防止対策の有効性を確認した</u>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 40.6kW/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 に対応したのもとしており、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、炉心流量、原子炉水位、サプレッション・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、事象進展を厳しくする観点から、復水・給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設定している。なお、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展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>⑤ 機器条件の低圧原子炉代替注水系（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）には、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が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、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、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 3.1cm²を設定していることを確認した。なお、SAFER 解析によれば、破断面積が 4.2cm²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 875℃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、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>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2.6.4 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（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（島根2号）
<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 原子炉急速減圧操作、残留熱代替除去系の系統構成及び格納容器フィルタベント系による格納容器除熱準備、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作及び格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作並びに常設代替交流電源設備起動操作及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却は、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。</p> <p>また、大量送水車による輪谷貯水槽（西1/西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給、残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保操作、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却のうち系統構成、燃料補給準備・燃料補給は、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重大事故等対応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"> ・ 低圧原子炉代替注水系（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。 ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、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。 ・ 格納容器フィルタベント系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ことを確認した。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90分程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、原子炉格納容器の限界圧力は854kPa [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（島根2号）
<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、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達（真空破壊装置下端－0.45m）に到達（事象発生から約 27 時間後）した場合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 90 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 853kPa [gage] に至る時間は、過圧の観点で厳しい 3.2.1 「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から約 35 時間以降であり、約 8 時間の余裕があることから時間余裕があること、原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間を事象発生から 30 分後としているが、この時間は低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定されている。低圧原子炉代替注水系（常設）の準備操作は、保守性を考慮して設定されていることから、実際の準備時間は早まる。この場合、減圧操作も早まることから、炉心の冷却も早まることとなり、燃料被覆管温度は解析結果より低くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。原子炉圧力容器の減圧の操作開始時間が遅れた場合、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却が遅れることとなる。事象発生から 35 分後（解析上の開始時間に対して 5 分遅れ）までに低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を開始した場合、一時的に炉心が露出するものの、再冠水し、PCT は約 842℃となる。この結果より、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することには変わりはない。また、この場合でも燃料被覆管の破裂は発生せず、格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量の評価結果は、②c. と同等となり、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>具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象発生から 35 分後（操作開始時間 5 分程度の遅れ）に原子炉急速減圧操作を実施した場合、燃料被覆管の最高温度は約 842℃となり 1,200℃以下となることから、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ことを確認した。</p> <p>② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器代替スプレイ系（可搬型）の運転開始までの時間は、仮にアクセスルートの被害があった場合の仮復旧操作を想定しても、事象発生から約 21 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 格納容器フィルタベント系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 27 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 384kPa [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 853kPa [gage] に至る時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 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 35 時間後であり、約 8 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（島根2号）
<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、28名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45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確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所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。</p> <p>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、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約354kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。また、緊急時対策所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（島根2号）
<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、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、約3,400m³である。これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1/西2）に約7,000m³、合計約7,740m³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原子炉代替注水系（常設）の水源は低圧原子炉代替注水槽であり、事象発生約2時間30分以降に輪谷貯水槽（西1/西2）の水を、大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく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、常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約700m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約1,072m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³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（島根2号）
<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自動減圧機能付き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、低圧原子炉代替注水系（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「冷却材喪失（中破断 LOCA）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」において炉心の損傷を回避するための低圧原子炉代替注水系（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、格納容器フィルタ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（高圧炉心スプレイ系、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炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却等により炉心の損傷を回避した後、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</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「冷却材喪失（中破断 LOCA）+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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. 7-4
(3) 炉心損傷防止対策	2. 7-5
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 7-13
(1) 有効性評価の方法	2. 7-13
(2) 有効性評価の条件	2. 7-15
(3) 有効性評価の結果	2. 7-19
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-22
(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. 7-24
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-26
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. 7-26
b. 操作条件	2. 7-28
(3) 操作時間余裕の把握	2. 7-29
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 7-30
5. 結論	2. 7-32

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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「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。</p> <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 「2. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補「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	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)	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方				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)	選定した重要事故シーケンスと選定理由
				a	b	c	d		
格納容器バイパス (インターフェイス システムLOCA)	◎ ①格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	—	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい箇所の隔離 ・SRVの手動操作 ・高圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 (サブプレッション・ プール水冷却モード) 	—	—	—	—	抽出された事故シーケンスが1つであることから着眼点に照らした整理は行わず、すべ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（島根2号）
<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>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、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としては、原子炉を減圧した後、低圧注水機能による原子炉注水を実施することも考えられるが、本事故シーケンスグループにおいては、低圧注水機能による原子炉への注水には期待せず、高圧注水機能に対する対策の有効性を評価することとしていること、これらに必要な機能は、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、高圧炉心スプレイ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（自動減圧機能付き）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 LOCA（以下「ISLOCA」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（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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

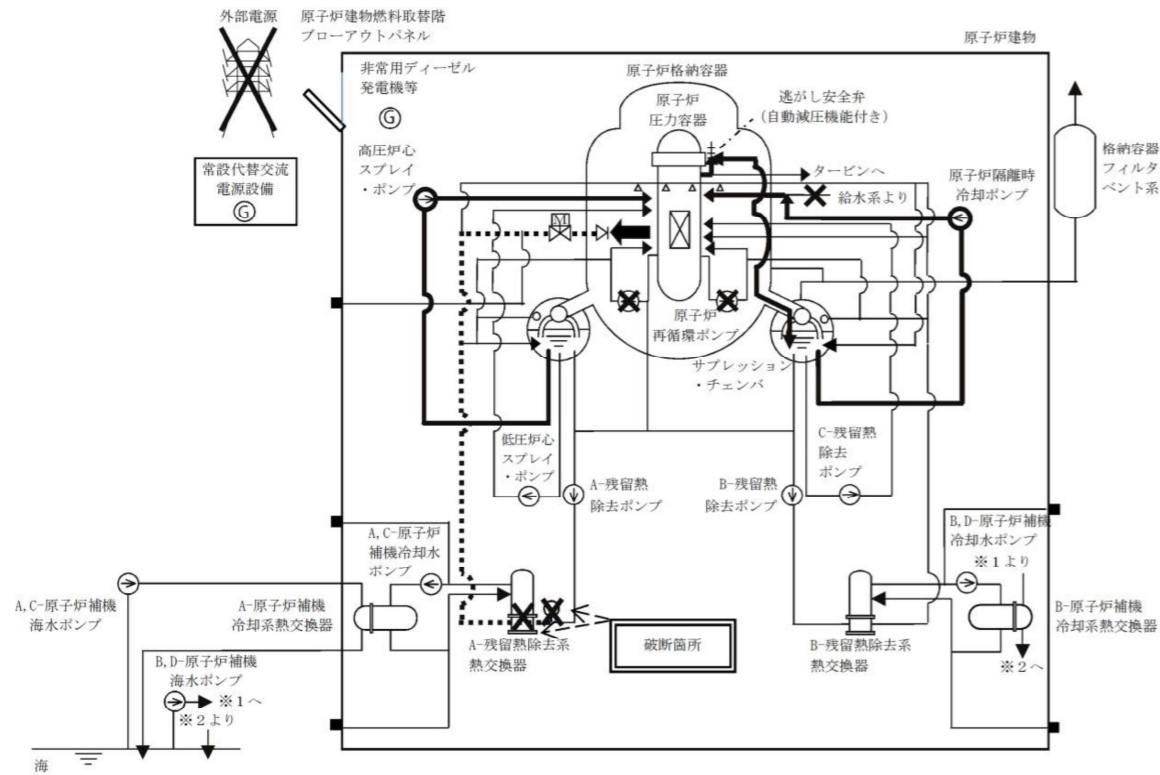
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備の時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、ISLOCA の発生を判別する必要があるが、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2.7.1-1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、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（SA 広帯域）、ドライウエル温度（SA）、ドライウエル圧力（SA）、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口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高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却を維持する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系（サプレッション・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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、サプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及び原子炉建物燃料取替階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>ことと、<u>その後、漏えい水の温度抑制のため残留熱除去系（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い、環境改善後に破断箇所の隔離を行う。このため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び残留熱除去系注水弁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。</p> <p>初期の対策である逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉圧力容器への注水、原子炉建物原子炉棟内環境改善（放射線量抑制操作、温度抑制操作、漏えい（溢水）抑制）のための残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の実施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（自動減圧機能付き）、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、サプレッション・チェンバ、非常用ディーゼル発電機等、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び残留熱除去系注水弁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2.7.1-1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>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却及び残留熱除去系（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継続する</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高圧炉心スプレイ系による注水継続については、「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」、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧後の残留熱除去系（サプレッション・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、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及びサプレッション・チェンバ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3.1.7-1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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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 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>② 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水を継続し、残留熱除去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、サプレッション・プール水温が35℃を超えた時点で、残留熱除去系（サプレッション・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 補足説明資料（添付資料2.7.3）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。 本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義が以下のとおり示されている。 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（格納容器フィルタベント系等、残留熱除去系又は残留熱代替除去系）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、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)</p> <p>① 原子炉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3.1.7-1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。</p> <p>① 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系及び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 広帯域）、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量等が挙げられていることを確認した。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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（SA）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系（サプレッション・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係る計装設備として、サプレッション・プール水温度（SA）及び残留熱除去系ポンプ出口流量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>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 原子炉急速減圧によりサプレッション・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・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。</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>(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"> ・ 高圧原子炉代替注水系起動操作 ・ 逃がし安全弁用制御電源確保、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧 ・ 原子炉格納容器内にて A-RHR 注水止め弁「全閉」 <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1.3 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。</p>

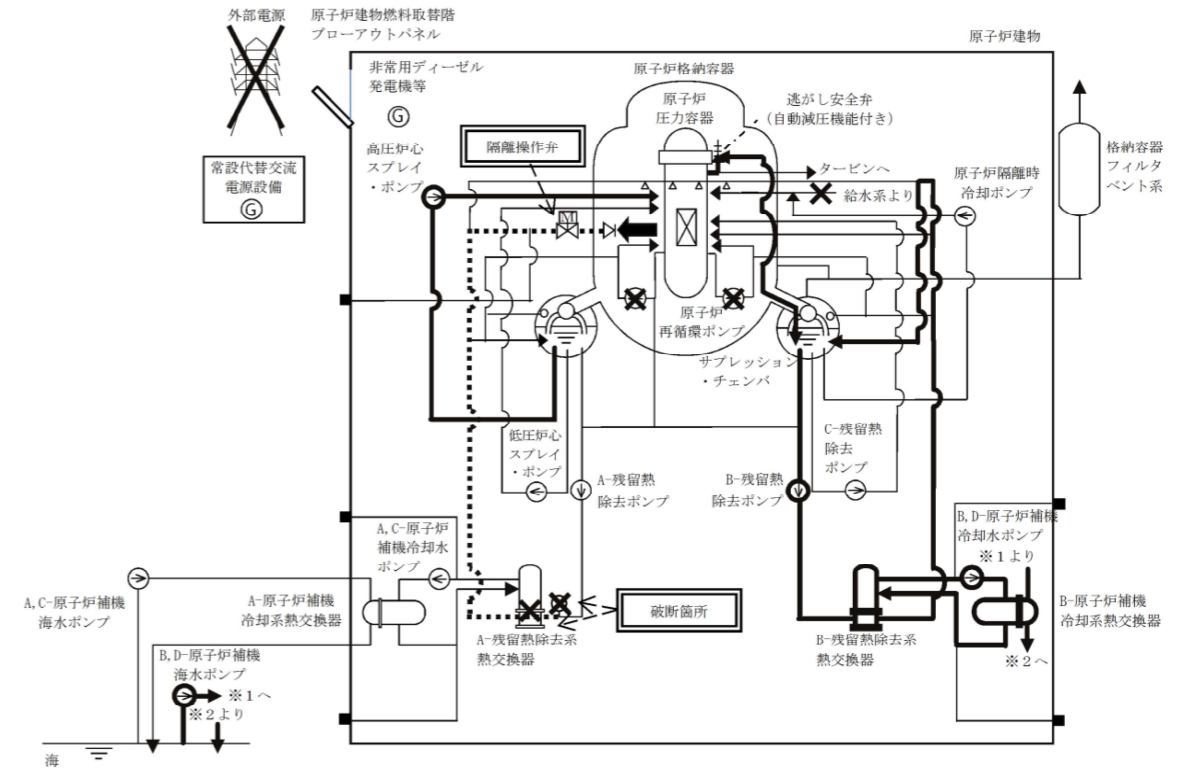
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、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3.1.7-1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）</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・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較」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、島根2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、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)</p> <p>(i) 初期の対策である原子炉隔離時冷却系高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子力圧力容器の減圧並びに残留熱除去系の隔離に係る設備として、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、余熱除去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（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）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（サブプレッションプール・水冷却モード）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、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>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3.1.7-2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（島根2号）
<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3.1.7-2 図「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の対応手順の概要」及び「3.1.7.1 (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><u>残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇</u>： 残留熱除去ポンプ出口圧力指示の上昇（破断面積が大きく漏えい量が多い場合は、運転員の対応なしに低下傾向を示す場合もある）により低圧設計部分が過圧されたことを確認する。</p> <p><u>原子炉スクラム・タービントリップ</u>： 原子炉水位低（レベル3）にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計装により確認する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系自動起動</u>： 原子炉水位低（レベル2）で自動起動（解析上の時刻約20秒）する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。</p> <p><u>高圧注水機能）自動起動</u>： 原子炉水位低（レベル1H）で自動起動（解析上の時刻約12分）する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。</p> <p><u>ISLOCA/ISLOCA 発生</u>： 複数のパラメータ（原子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧力・温度、残留熱除去系の系統圧力）により ISLOCA 発生を確認する。</p> <p><u>低圧注水機能（残留熱除去系（低圧注水モード）/低圧炉心スプレイ系）による原子炉注水開始、原子炉水位回復確認</u>： 原子炉圧力、原子炉水位、各ポンプ出口圧力、各ポンプ出口流量で確認する。</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系により原子炉水位低（レベル2）以上に維持</u>： ISLOCA 発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持するのが望ましいこと及び原子炉水位低（レベル2）にて主蒸気隔離弁の自動閉止信号等が発信することを踏まえ、原子炉水位を原子炉水位低（レベル2）以上で可能な限り低く維持する。</p> <p><u>残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水冷却、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉冷却</u>： サプレッション・プール水温度が 35℃以上の場合サプレッション・プール水冷却を行う。漏えい水の温度抑制のため、残留熱除去系をサプレッション・プール水冷却モードから原子炉停止時冷却モードへ切り替える。</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 1.3 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スプレイ系ポンプ水源側からの漏えい停止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>

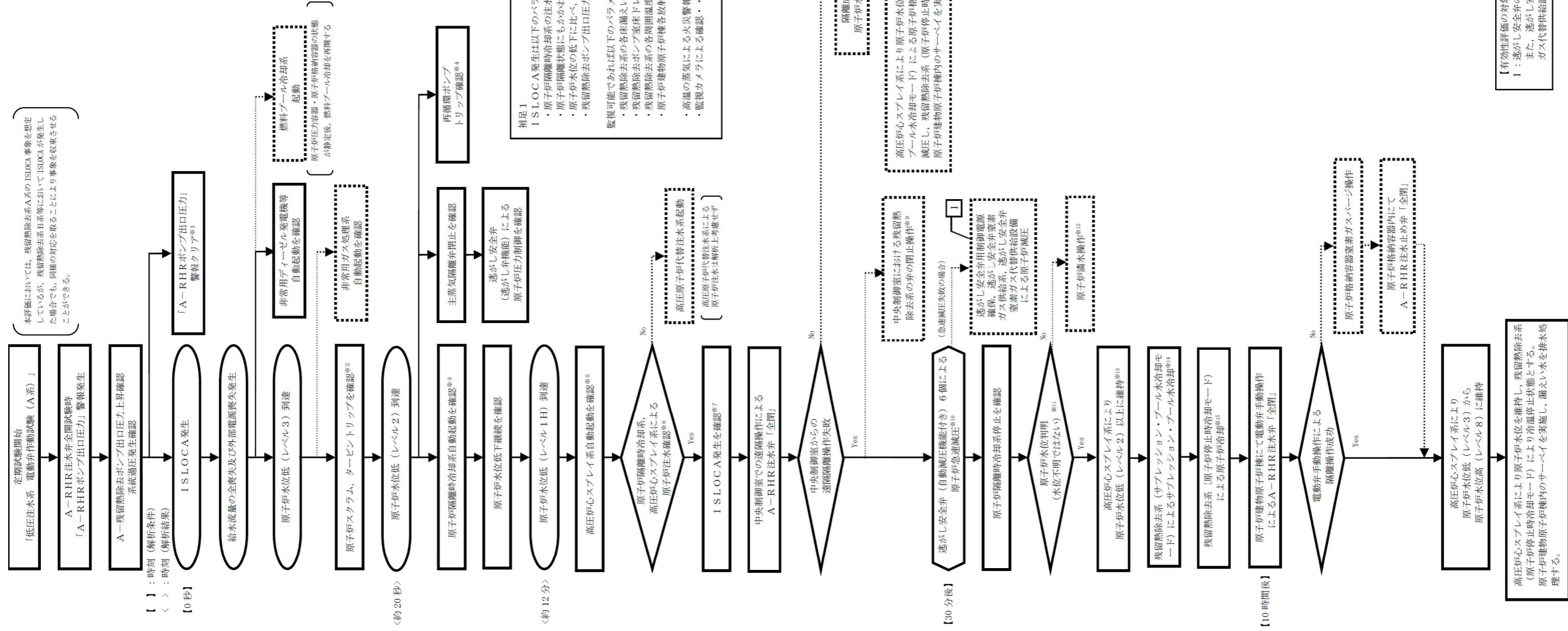
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員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、「2.3.5 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>2.3.5 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) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」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3.1.7-1図(1) 「格納容器バイパス (ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉急速減圧及び原子炉注水)



第3.1.7-1図(2) 「格納容器バイパス (ISLOCA)」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



- ※1: ISLOCA事象発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。
- ※2: 原子炉炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スタラムしたことを平均出力領域計装により確認する。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。
- ※3: 原子炉炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時刻約20秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉炉水位低 (レベル2) でトリップする。
- ※5: 原子炉炉水位低 (レベル1H) で自動起動 (解析上の時刻約12分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※6: 解析上は高圧炉心スプレイス系により水位回復後、原子炉炉水位高 (レベル8) 信号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。
- ※7: 複数のパラメータにより ISLOCA の発生を確認する。(補足1)

補足1
 ISLOCA 発生は以下のパラメータにより確認する。

- ・原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉炉水位の上昇が見られない
- ・LOCA事象と確認
- ・原子炉隔離状態にもかかわらず原子炉炉圧力の低下が継続する
- ・LOCA事象と確認
- ・原子炉炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない
- ・原子炉格納容器外での漏えいと確認
- ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる

監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建物原子炉炉内の状況を確認する。

- ・残留熱除去系の各床漏えい警報発生
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・残留熱除去ポンプ室床ドレンサンポンプ水位高警報発生
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・残留熱除去系の各周閉温度高警報発生
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・原子炉建物原子炉炉棟各放射線モニタ指示値上昇
- ・原子炉建物原子炉炉内での一次系の漏えいが考えられる
- ・高温の蒸気による火災警報の発報
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・監視カメラによる確認
- ・残留熱除去系の現場状況を確認できる

隔離成功の確認
 原子炉炉水位を維持^{※8}

高圧炉心スプレイス系により原子炉炉水位を維持し、残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) による原子炉格納容器除熱を実施する。その後、原子炉を減圧し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) により冷温停止状態とする。原子炉建物原子炉炉内のサーベイを実施し、漏えい水を排水処理する。

中央制御室における残留熱除去系の弁の閉止操作^{※9}

逃がし安全弁用制御電源確保、逃がし安全弁蒸発ガス供給系、逃がし安全弁蒸発ガス代替供給設備による原子炉減圧

原子炉満水操作^{※12}

逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個による原子炉急減圧^{※10}

原子炉隔離時冷却系停止を確認

原子炉炉水位判明 (水位不明ではない) ^{※11}

高圧炉心スプレイス系により原子炉炉水位低 (レベル2) 以上に維持^{※13}

残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) によるサブプレッション・プール水冷却^{※14}

残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による原子炉冷却^{※15}

原子炉建物原子炉炉内にて電動弁手動操作によるA-RHR注水弁「全開」

電動弁手動操作による隔離操作成功

高圧炉心スプレイス系により原子炉炉水位低 (レベル3) から原子炉炉水位高 (レベル8) に維持

新規制基準適合性審査 確認事項 (島根原子力発電所2号炉)

補足2
 ISLOCA発生時は、原子炉炉水位低 (レベル2) 以上に維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉炉水位を低めに維持する。下記に炉心スプレイスバypass等の高さとして原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の基準を示す。

・原子炉炉水位低 (レベル2)	-112cm
・原子炉炉水位低 (レベル1H)	-261cm
・高圧炉心スプレイス系配管	-368cm
・原子炉炉水位低 (レベル1)	-381cm
・低圧炉心スプレイス系配管	-394cm
・残留熱除去系配管	-426cm
・燃料棒有効長頂部	-427cm

【有効性評価の対象としないが、他に取ら得る手段】
 I: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な蒸発ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁蒸発ガス供給系による蒸発ガスの供給を行う。

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			操作内容	経過時間（分）													備考
	責任者	当直長	1人		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	
操作項目	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡														
	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮														
	通報連絡者	緊急時対策 本部要員	5人	初動での指揮 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)															
状況判断	1人 A	—	—	・ 外部電源喪失確認 ・ 給水流量の全喪失確認 ・ 原子炉スクラム確認、タービントリップ確認 ・ 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 ・ 再循環ポンプトリップ確認 ・ 主蒸気隔離弁全閉/逃がし安全弁（逃がし弁機能）による 原子炉圧力制御確認 ・ 原子炉隔離時冷却系自動起動確認 ・ 原子炉水位低下継続確認 ・ 高圧炉心スプレイ系自動起動確認 ・ ISLOCA発生を確認 ・ 非常用ガス処理系自動起動確認	10分													
原子炉注水操作	(1人) A	—	—	・ 原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認	適宜実施													
原子炉水位調整操作	(1人) A	—	—	・ 高圧炉心スプレイ系 原子炉注水確認	適宜実施													
	(1人) A	—	—	・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉水位調整操作	漏えい抑制のため原子炉水位を レベル2以上で低めに維持													
残留熱除去系の 漏えい停止操作（中央制御室）	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系 注水弁隔離操作（中央制御室）	10分	注水弁全閉失敗を想定												
	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系ポンプ起動阻止操作 ・ 残留熱除去系封水ポンプ停止操作 ・ 残留熱除去系 熱交換器入口弁等の閉止操作	適宜実施												解析上考慮せず	
原子炉急速減圧操作	(1人) A	—	—	・ 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6個 手動開放操作	10分													
残留熱除去系 （サブプレッション・プール水 冷却モード）運転	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系起動操作	10分													
	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード） サブプレッション・プール水冷却弁操作	残留熱除去系（サブプレッション・ プール水冷却モード）運転を継続													
残留熱除去系 （サブプレッション・プール水 冷却モード）から残留熱除去系 （原子炉停止時冷却モード）切替え	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	20分													
残留熱除去系 （原子炉停止時冷却モード）運転	(1人) A	—	—	・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）起動	10分													
	(1人) A	—	—	・ 原子炉冷却材温度調整	残留熱除去系（原子炉停止時 冷却モード）運転継続													
残留熱除去系からの 漏えい停止準備操作	—	2人 B, C	—	・ 放射線防護具準備	10分													
	—		—	・ 残留熱除去系隔離準備（電源ロック）	30分													
残留熱除去系からの 漏えい停止操作（現場操作）	—	(2人) B, C	—	・ 保護具装着													30分	
	—		—	・ 残留熱除去系 注水弁隔離操作（現場）													1時間	
燃料プール冷却 再開	(1人) A	—	—	・ 燃料プール冷却系再起動	燃料プール冷却水ポンプを再起動し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。												適宜実施	解析上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	—															

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 3.1.7-3 図 「格納容器バイパス（ISLOCA）」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（島根2号）
<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、「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。これは、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唯一の事故シーケンスであることから選定する。ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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、三次元効果並びに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）が挙げられていることを確認した。</p> <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>（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（島根2号）
<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> <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>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 外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、復水・給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。ただし、外部電源がある場合を包絡する条件として、原子炉スクラムは原子炉水位（レベル3）で発生し、再循環ポンプは原子炉水位低（レベル2）で停止するものとする。これは、原子炉スクラムまでは原子炉出力が高く維持されるため、原子炉水位の低下が早く、事象初期の炉心冷却の観点で厳しい設定となるとしていることを確認した。</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、高圧炉心スプレイ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、残留熱除去系（低圧注水モード）の注入配管とする。これは、隔離弁の開閉試験を行い、かつ、開閉試験時に隔離弁が2弁となる系統（※）のうち、インターフェイ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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。 (BWR インターフェイスシステム LOCA の場合) ・ ISLOCA の破断面積と設定の考え方を確認。</p>	<p>スシステム LOCA の発生する可能性が最も高い系統であ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、熱交換器フランジ部に対して、保守的にガスケットに期待しない場合にフランジ部に生じる間隙の面積として 16cm²、残留熱除去系の低圧設計部である計器の破断面積として保守的に 1cm² とすることを確認した。具体的には、破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が 2 個であり、ISLOCA が発生する可能性が最も高い残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管とする（残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系注水ラインについても原子炉圧力容器から低圧設計配管までの弁数が 2 個であるが、運転中定期試験時のヒューマンエラーによる発生可能性の有無を考慮した発生確率の観点から、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水配管に比べて ISLOCA の発生頻度は低くなる）。破断面積は、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、保守的に残留熱除去系熱交換器フランジ部（破断面積 16cm²）と残留熱除去系機器等（破断面積 1cm²）を設定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 が発生した側の余熱除去系が機能喪失することを確認した。</p> <p>(※) 具体的には、残留熱除去系（低圧注水モード）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び低圧炉心スプレイ系注入ラインが挙げられている。これらの系統は、低圧設計配管まで 2 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）は低圧設計配管まで 2 弁であるものの、運転中の開閉試験は行われない。</p> <p>② 「第 3.1.7-2 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圧力、炉心入口温度、原子炉水位、原子炉停止後の崩壊熱、安全機能の喪失に対する仮定等、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、</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>(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)</p> <p>(i) <u>原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 91m³/h とする。高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル 1H）で自動起動し、原子炉圧力容器への注水流量は原子炉圧力に応じた高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性（設計値として最大 1,050m³）に従うものとする。原子炉圧力容器の減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）6 個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 3.1.7-2 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、91m³/h（8.21~0.74MPa[diff]において）の流量で注水するものとする。</p> <p><u>高圧炉心スプレイ系</u>： 原子炉水位低（レベル 1H）で自動起動し、318~1,050m³/h（38.14~1.38MPa[diff]において）の流量で注水するものとする。</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）</u>： 原子炉急速減圧は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の 6 個を使用するものとし、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>(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残留熱除去系の隔離弁の誤開又は破損が発生した側の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。</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>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。</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、原子炉注水操作と水位の調整（原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系）、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替えによる原子炉格納容器からの除熱については中央制御室で</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>の対応であり、現場操作はない。</p> <p>ISLOCA 発生時の対応手順：</p> <p>「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、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、ISLOCA 発生から破断箇所の現場での隔離完了まで約 10 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操作は、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 30 分後に開始するものとする。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物原子炉棟内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度まで低下するまでの時間を考慮して、事象発生から 9 時間後に開始するものとし、現場操作場所への移動時間と現場での隔離操作時間の合計約 40 分を考慮し、事象発生から 10 時間後に終了するものとする</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（自動減圧機能付き）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（自動減圧機能付き）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。残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、原子炉建物原子炉棟内の現場作業環境を考慮し、運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえ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（島根2号）
<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かを確認する。 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。</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 「3.1.7.2 (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3.1.7-4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。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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。 (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>③ 第3.1.7-8図より逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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3.1.7-7図より、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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（自動減圧機能付き）による漏えい量の低減並びに原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ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。</p> <p>④ 第3.1.7-5図、第3.1.7-6図、第3.1.7-9図及び第3.1.7-10図より、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器内への注水により、原子炉の水位及び保有水量が回復していること、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。</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 燃料被覆管温度、燃料被覆管酸化量</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、ISLOCAの評価項目となるパラメータについては、<u>残留熱除去系の破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放するとともに、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、炉心の冷却は維持される。また、炉心の冷却を継続しつつ、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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は事象発生前の値である約309℃に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約7.89MPa[gage]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。</u>さらに、<u>現場における弁操作により残留熱除去系の破断箇所の隔離を行うことで、残留熱除去系からの漏えいが停止する。また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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</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 燃料被覆管の最高温度は、第3.1.7-10図より、燃料被覆管の最高温度は、初期値を上回ることはない。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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>② 原子炉圧力は、第3.1.7-4図より、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動により、約7.89MPa[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7.59MPa[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 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉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330kPa[gage]及び約145℃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。</p>
<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)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、ISLOCA の場合については、<u>健全側の残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード、原子炉停止時冷却モード）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3.1.7-4図及び第3.1.7-10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10時間後に余熱除去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する。また、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード、原子炉停止時冷却系）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これ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

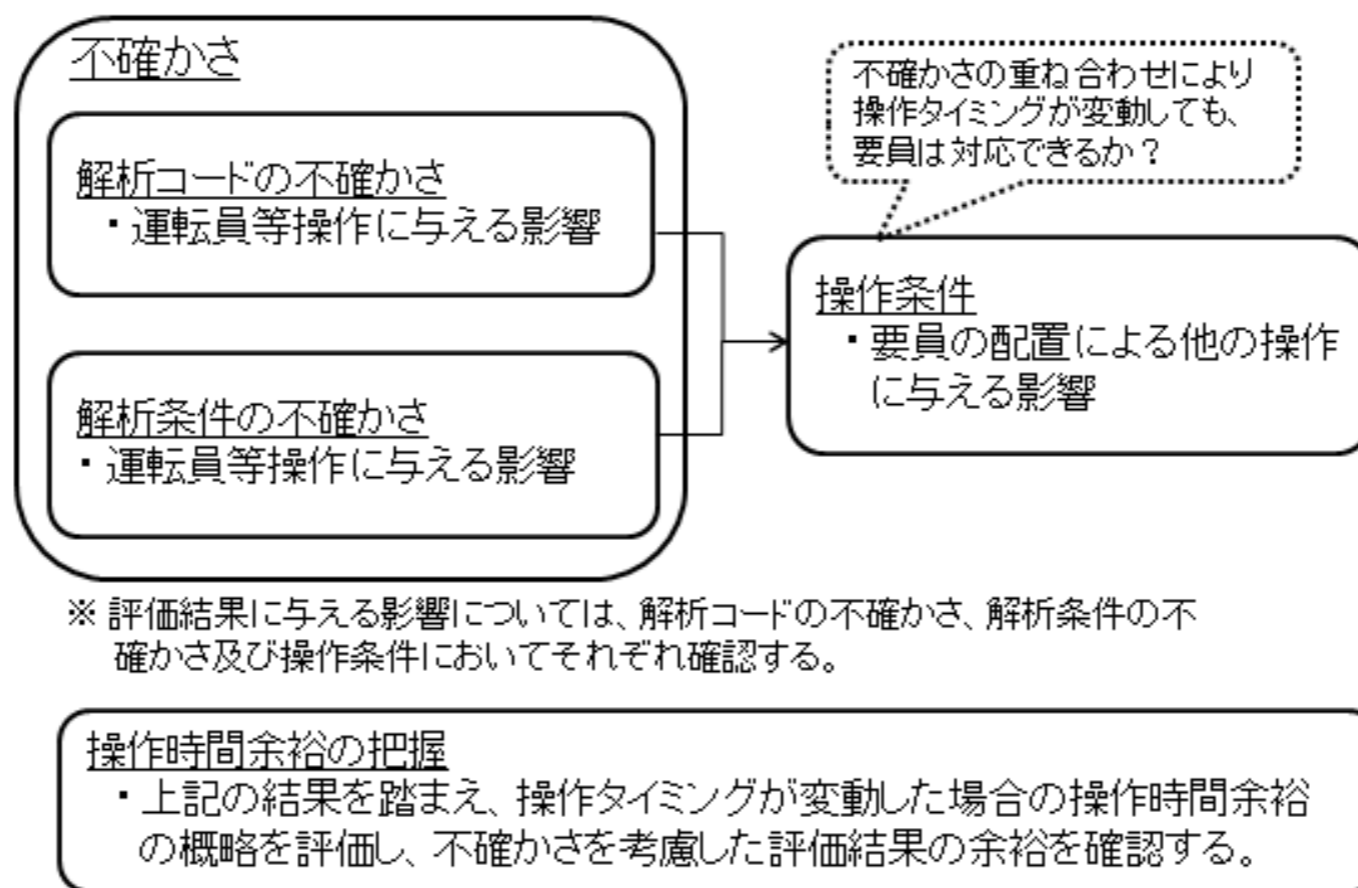
確認内容の概要：

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。



※ 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（島根2号）
<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)</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、「2.7 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、「2.5 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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、事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作及び残留熱除去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（自動減圧機能付き）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、及び高圧炉心スプレイ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。余熱除去系の破断箇所隔離操作については、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（島根2号）
<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。 ・ 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>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>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) <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>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、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、炉心の冠水は概ね維持され、燃料被覆管温度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> <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。 ・ 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>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。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
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。	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。

(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（島根2号）
<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)</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 40.6kW/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、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。</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、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、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 初期条件の炉心流量及び原子炉水位は、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、復水・給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スプレイ系の注水量は、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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 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)</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 40.6kW/m 以下である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は、解析結果よりも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 40.6kW/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。</p> <p>③ 初期条件の炉心流量及び原子炉水位は、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。</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設定している。なお、外部電源がある場合は、復水・給水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進展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は大きくなる。</p> <p>⑤ 機器条件の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の注水量は、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> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.4 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（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（島根2号）
<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)</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 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉急速減圧は、解析上の操作開始時間として事象発生から30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の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スプレイ系による原子炉注水により、炉心はおおむね冠水維持されるため原子炉水位維持の点では問題としないことを確認した。余熱除去系の破断箇所隔離操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から9時間後に開始し10時間の完了を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、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から、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>② 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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、余熱除去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、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作開始は事象発生から30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、高圧炉心スプレイ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>ことを確認した。また、余熱除去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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水継続により、炉心の冠水は維持することから、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>

(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（島根2号）
<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。 (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>1)</p> <p>(i) 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水により、炉心は概ね冠水維持されることから、時間余裕がある。破断箇所の隔離操作は事象発生から10時間後に終了するとしているが、隔離の有無に関わらず、高圧炉心スプレイ系により、炉心の冠水が維持されることから、操作時間には余裕が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 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧操作については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の原子炉注水により、炉心は概ね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> <p>② 残留熱除去系の破断箇所隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、高圧炉心スプレイ系の原子炉注水継続により、炉心は概ね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（島根2号）
<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>（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) 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。</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、10名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45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確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対処可能であることから、2号炉の重大事故等への対処と1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）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、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所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、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所要発電機によって給電を行うものとする。及び重大事故等対策時に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用発電機の負荷に含まれることから非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び緊急時対策所用発電機による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（島根2号）
<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 本事故シナシナ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、<u>本重要事故シナシナにおいて、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系による炉心の冷却については、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環しており、インターフェイスシステム LOCA 発生後の隔離までの流出量は 600m³であるが、サプレッション・チェンバに約 2,800m³の水を保有していることから、水源が枯渇することはないため、対応が可能である</u>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、<u>非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 700m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約 8m³であり、合計約 708m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約 730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約 45m³、合計約 775m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である</u>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（島根2号）
<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「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、高圧炉心スプレイ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>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、高圧炉心スプレイ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（残留熱除去系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>また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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するとともに、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱、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等の対策をとることにより、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くことができることを確認した。</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>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、その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「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	3.1-4
(3) 格納容器破損防止対策	3.1-5
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.1-17
(1) 有効性評価の方法	3.1-17
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.1-19
(3) 有効性評価の結果	3.1-25
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	3.1-34
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	3.1-34
b. 操作条件	3.1-36
(3) 操作時間余裕の把握	3.1-37
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1-38
5. 結論	3.1-40

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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 ・ 長期 TB ・ TBU ・ TBP ・ TBD ・ LOCA（AE、S1E、S2E）

（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」）

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)	破損モード内 CFFに対する割合(%)	最も厳しいPDS選定の考え方	評価対象と選定した PDS
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	3.3E-12	TQUV	2.3E-13	7	<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, 長期TB, TBU, TBD, TBPの各シナリオと比較し, 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, 事象進展が早い。 ・ 過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。 ・ 過温破損については対策として原子炉格納容器（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。また, 原子炉格納容器への注水・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される。 <p>以上より, LOCAに全交流動力電源喪失（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	3.0E-12	93		
		LOCA	2.9E-16	<0.1		
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	2.8E-09	TQUV	1.0E-10	4		
		TQUX	2.9E-11	1		
		長期TB	2.7E-09	94		
		TBU	1.2E-11	0.4		
		TBP	8.2E-12	0.3		
		TBD	3.8E-12	0.1		
LOCA	3.9E-13	<0.1				

(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（島根2号）
<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)</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>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-水反応の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、緩和措置がとられない場合には、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（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS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、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、ジルコニウム-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、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により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（島根2号）
<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)</p> <p>(i) 本格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3.2.1.2-1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（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「第3.2.1.3-1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（残留熱代替除去系を使用しない場合）」に示されており、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）、格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）、ドライウエル温度（SA）、ドライウエル圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力（SA）、サブプレッション・プール水位（SA）、サブプレッション・プール水温度（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>低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。このため、常設代替交流電源設備、ガスタービン発電機用軽油タンク及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機用燃料貯蔵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。初期の格納容器破損防止対策として、低圧原子炉代替注水系（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」及び「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」、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、常設代替交流電源設備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3.1.2.2-1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（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「第3.1.3.3-1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（残留熱代替除去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>(残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、残留熱代替除去ポンプ、原子炉補機代替冷却系、常設代替交流電源設備及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、サブプレッション・チェンバ及び非常用ディーゼル発電機用燃料貯蔵タンク等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残留熱代替除去系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、残留熱代替除去ポンプ、常設代替交流電源設備、原子炉補機代替冷却系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3.2.1.2-1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（残留熱代替除去系を使用する場合）」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原子炉代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、事象発生から10時間後に残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで、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>

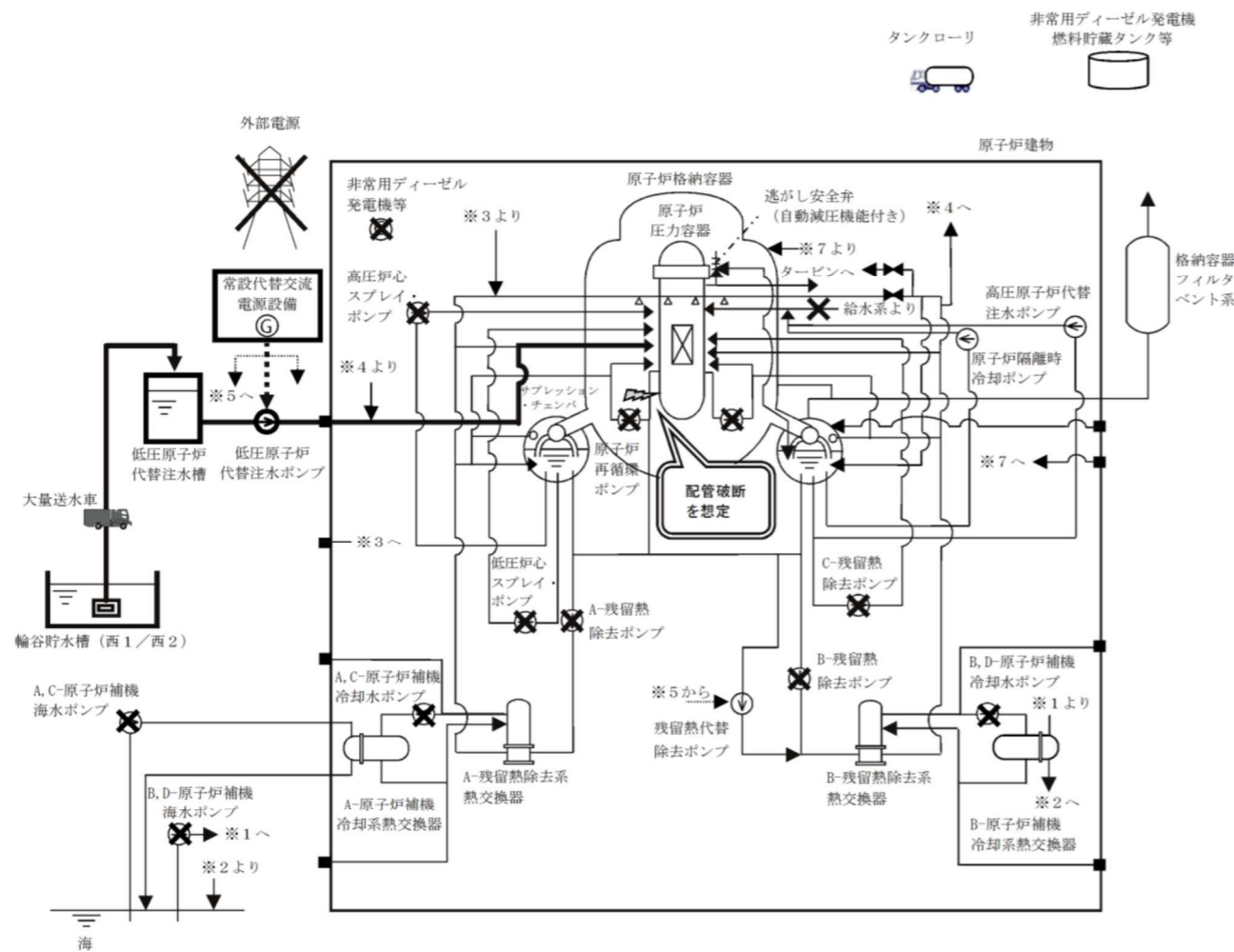
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>③ 補足説明資料（添付資料3.1.2.2）において、残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p> <p>（残留熱代替除去系を使用しない場合）</p> <p>（iii）安定状態に向けた対策とその設備について、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する。</p> <p>このため、大量送水車、タンクローリ及び格納容器フィルタベント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、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等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格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却について、「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」、格納容器フィルタベント系による格納容器からの除熱について、「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、大量送水車、格納容器フィルタベント系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7.2.1.3-1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（残留熱代替除去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原子炉代替注水系（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27時間後に格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、事象発生から約32時間後に格納容器フィルタ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、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になし、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3.1.3.5）において、残留熱代替除去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、安定状態の更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。</p> <p>（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。</p> <p>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3.2.1.2-1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（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「第3.2.1.3-1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（残留熱代替除去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 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に係る計装設備として、原子炉圧力（SA）、原子炉圧力、原子炉水位（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水槽水位、ドライウエル温度（SA）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>②-1 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱に係る計装設備として、残留熱代替除去系原子炉注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル温度（SA）、ドライウエル圧力（SA）、サプレッション・チェンバ圧力（SA）、サプレッション・プール水温度（SA）、格納容器水素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（SA）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>②-2 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱に係る計装設備として、ドライウエル圧力（SA）、サプレッション・チェンバ圧力（SA）、サプレッション・プール水位（SA）、スクラバ容器水位、スクラバ容器圧力、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ、（高レンジ・低レンジ）等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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 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 残留熱代替除去系を使用する場合は、原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から10時間後に残留熱代替除去系による格納容器からの除熱を開始し、残留熱代替除去系を使用しない場合は、サプレッション・プール水位が通常運転水位+約1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）に到達した後に、格納容器フィルタベント系による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) 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"> ・ サプレッションプール水pH制御系等起動 ・ 号炉間電力融通、高圧発電機車による非常用高圧母線受電 ・ ドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱 ・ 復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水 ・ 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエル注水 ・ 格納容器内雰囲気計装による水素濃度及び酸素濃度監視 ・ 燃料プール冷却系起動 ・ 外部電源、非常用ディーゼル発電機等回復操作 ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水・ほう酸水注入系による原子炉注入 ・ 高圧/低圧注水機能回復操作 <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」、「1.6 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」、「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」、「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」、「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」、「1.11 使用済燃料貯蔵層の冷却等のための手順等」、「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」、「1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」、「1.19 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」において、①の実手順も含めた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「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3.2.1.2-1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（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「第3.2.1.3-1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（残留熱代替除去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>※ 「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>

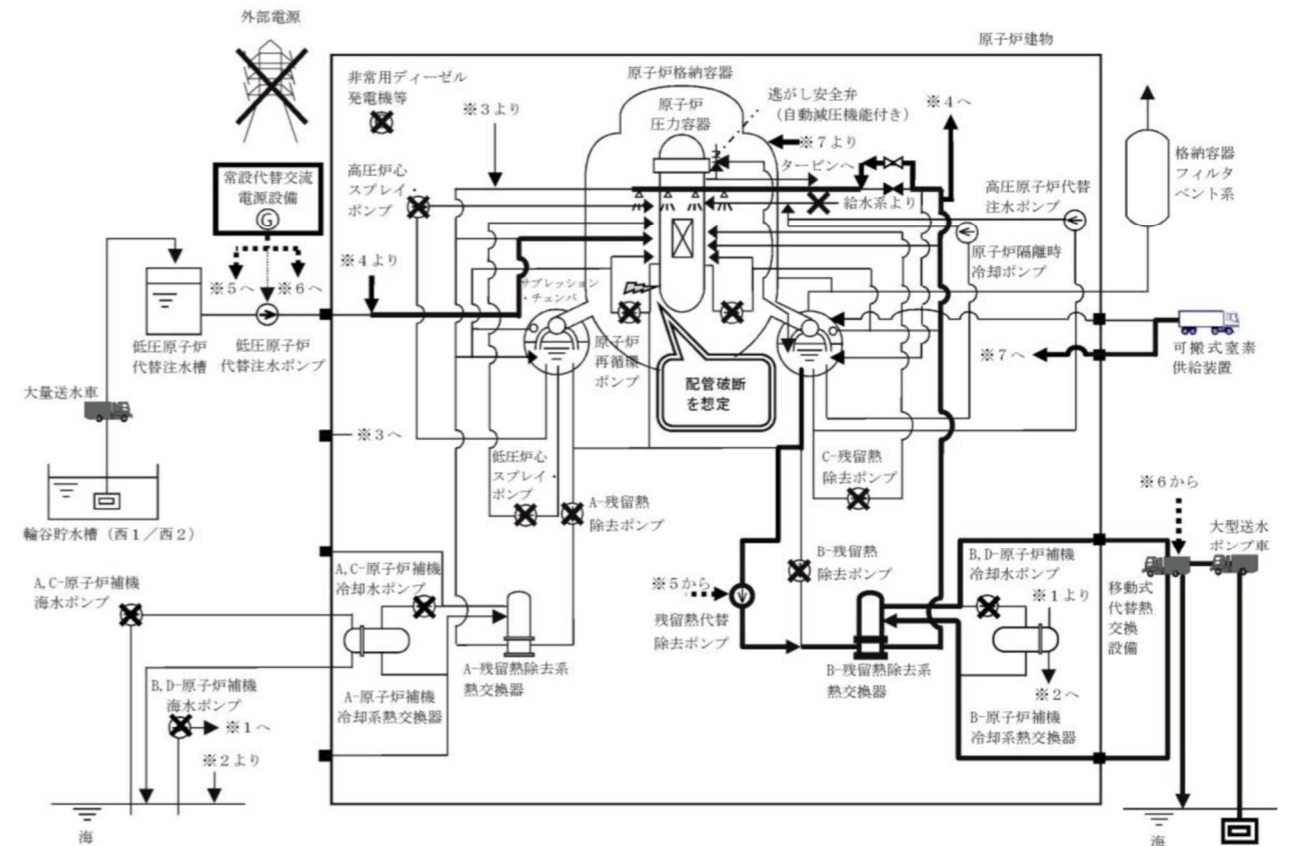
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 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)</p> <p>（i）代替交流電源に関する設備として常設代替交流電源設備等及びこれらを接続する設備等が第3.2.1.2-1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（残留熱代替除去系を使用する場合）概略系統図及び第3.2.1.3-1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（残留熱代替除去系を使用しない場合）に示されていることを確認した。</p> <p>低压代替注水に関連する設備として低压原子炉代替注水ポンプ、低压原子炉代替注水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。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に関連する設備として大量送水車、輪谷貯水槽（西1/西2）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残留熱代替除去系、格納容器フィルタベント系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。</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)</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3.2.1.2-2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）」時の対応手順の概要（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「第3.2.1.3-2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）」時の対応手順の概要（残留熱代替除去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>
<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3.2.1.2-2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）」時の対応手順の概要（残留熱代替除去系を使用する場合）」、「第3.2.1.3-2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）」時の対応手順の概要（残留熱代替除去系を使用しない場合）」、「3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」、「3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」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>原子炉スクラム・タービントリップの確認：平均出力領域計装により確認</p> <p>原子炉への注水機能喪失の確認：中央制御室にて状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等にて機能喪失を確認</p> <p>炉心損傷の確認：格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、なお格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷発生の判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上（1点以上）となった場合に炉心損傷を確認</p> <p>早期の電源回復不能の判断：中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線の電源回復ができない場合</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>損傷炉心の冷却成功の判断：水位計測不能の場合、崩壊熱除去に必要な注水量以上を注水していること及び原子炉圧力容器下鏡温度 300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断</p> <p>残留熱代替除去系運転可能の判断：原子炉補機代替冷却系による冷却水の供給がされていること、残留熱代替除去系の電源が確保されていることを確認</p> <p>格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却開始の判断：格納容器圧力 640kPa[gage]に到達した場合</p> <p>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始の判断：サブプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した場合</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>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 1.6 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 1.8 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」、「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」、「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 1.11 使用済燃料貯蔵層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となる水の供給手順等」、「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」、「技術的能力 1.18 緊急時対策所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 1.8 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」、「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」、「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 1.11 使用済燃料貯蔵層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となる水の供給手順等」、「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」、「技術的能力 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」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、「2.3.5 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>2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 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。 (1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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</p>

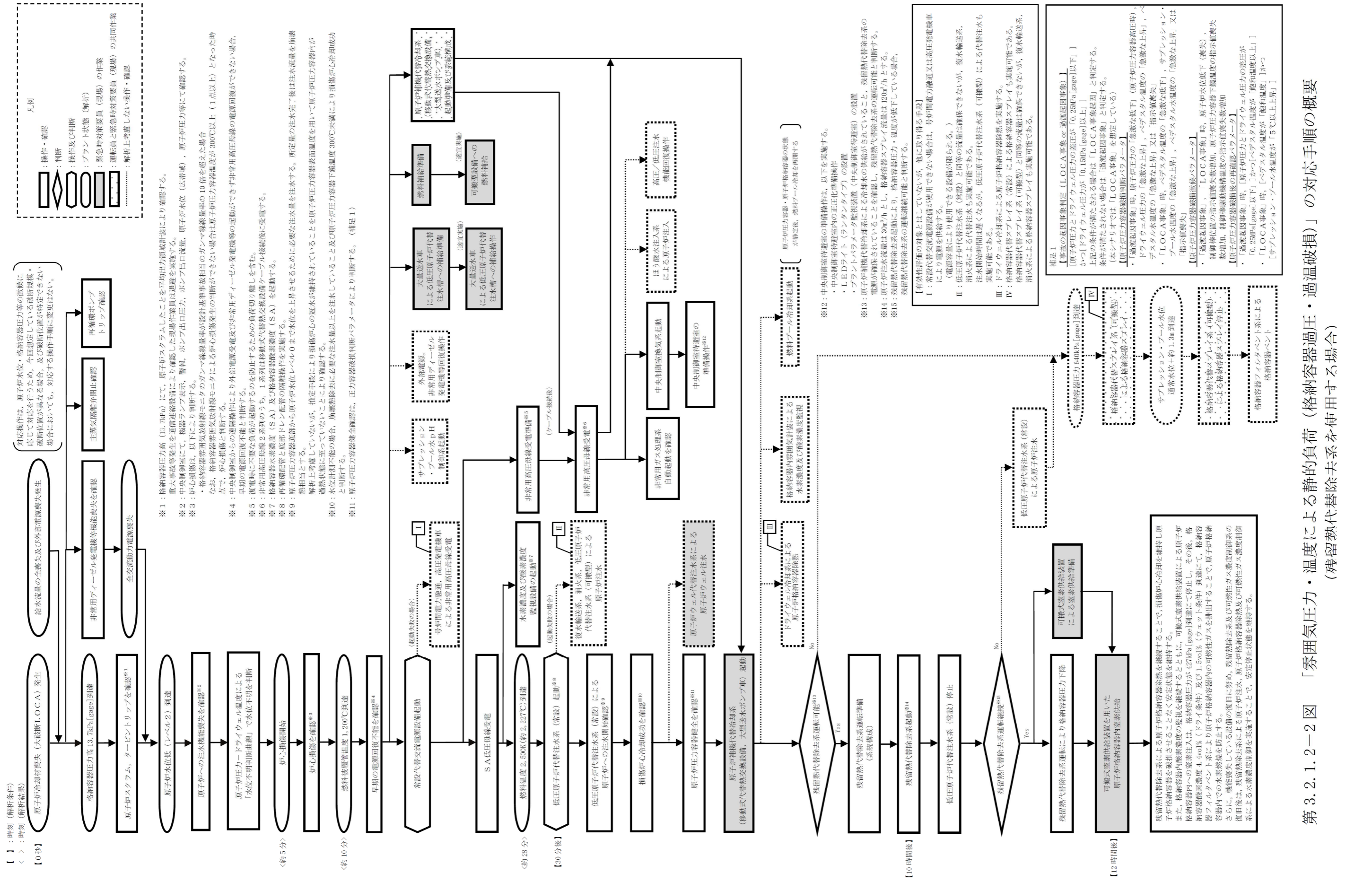
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。 b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。 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>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」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3.2.1.2-1図(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)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用する場合)(原子炉注水)



第3.2.1.2-1図(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)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用する場合)(原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給)



第 3.2.1.1.2-2 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（残留熱代替除去系を使用する場合）

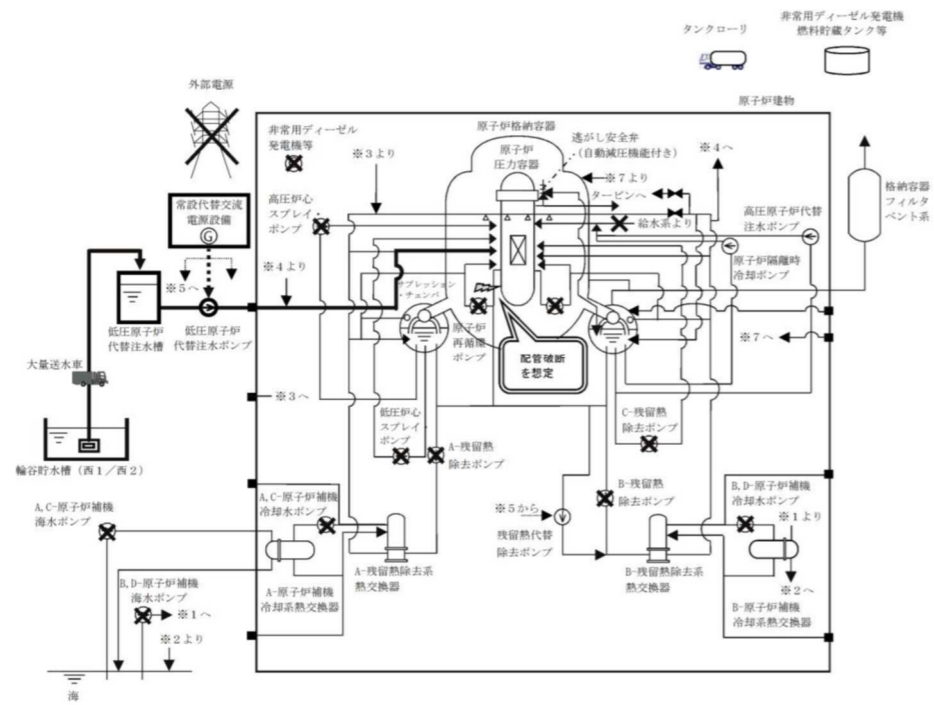
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）

必要人員と作業項目	実施順序・必要人員数				作業の内容	経過時間（分）										経過時間（日）							備考																				
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		12	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	5	6	7					
	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮																																							
状況判断	1人 A	—	—	—	・ LOCA発生確認 ・ 外部電源喪失確認 ・ 給水流量の全喪失確認 ・ 原子炉スクラム確認、タービントリップ確認 ・ 非常用ディーゼル発電機等起動失敗確認 ・ 再循環ポンプトリップ確認 ・ 原子炉への注水機能喪失を確認 ・ 主蒸気隔離弁全閉確認 ・ 炉心損傷確認 ・ 早期の電源回復不能判断	10分																																					
交流電源回復操作	—	—	—	—	・ 非常用ディーゼル発電機等 機能回復 ・ 外部電源 回復																																				解析上考慮せず 対応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	—	—	—	—	・ 復水・給水系、高圧炉心スプレイ系、 ・ 非常用高圧注水機、低圧炉心スプレイ系 機能回復																																				解析上考慮せず 対応可能な要員により対応する		
常設代替交流電源設備 起動操作	(1人) A	—	—	—	・ 常設代替交流電源設備起動、受電操作	10分																																					
D系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	—	—	—	・ D系非常用高圧母線受電準備（中央制御室） ・ 放射線防護具準備/装着	10分	25分																																				
D系非常用高圧母線受電準備	—	2人 B,C	—	—	・ D系非常用高圧母線受電準備（現場）	10分	35分																																				
D系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	—	—	—	・ D系非常用高圧母線受電準備（中央制御室） ・ D系非常用高圧母線受電準備（現場）	5分	5分																																				
C系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	—	—	—	・ C系非常用高圧母線受電準備（中央制御室） ・ C系非常用高圧母線受電準備（現場）	25分	25分																																				
C系非常用高圧母線受電準備	(1人) A	—	—	—	・ C系非常用高圧母線受電準備（中央制御室） ・ C系非常用高圧母線受電準備（現場）	5分	5分																																				
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A	—	—	—	・ 非常用ガス処理系 自動起動確認 ・ 原子炉建物流圧監視 ・ 原子炉建物流圧調整	適宜実施																																					
ほう水注入系による原子炉 圧力容器へのほう水注入	(1人) A	—	—	—	・ ほう水注入系 起動	10分																																				解析上考慮せず	
水素濃度及び酸素濃度監視 設備の起動	(1人) A	—	—	—	・ 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）起動操作 ・ 格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA） システム起動、確認	5分	40分																																				
中央制御室換気系起動	(1人) A	—	—	—	・ 系統構成 ・ 中央制御室換気系 起動操作	20分	40分																																				
中央制御室待避室準備	—	(2人) D,E	—	—	・ 中央制御室換気系 加圧運転操作	10分																																					
サブプレッション・プール水 pH制御系起動操作	(1人) A	—	—	—	・ 中央制御室待避室系統構成	30分																																					
サブプレッション・プール水 pH制御系起動操作	(1人) A	—	—	—	・ サブプレッション・プール水 pH制御系起動	20分																																				解析上考慮せず	
低圧原子炉代替注水系 （常設）起動操作	—	2人 D,E	—	—	・ 放射線防護具準備/装着 ・ 注水準備切替操作	10分	20分																																				
低圧原子炉代替注水系 （常設）注水操作	(1人) A	—	—	—	・ 低圧原子炉代替注水系（常設）注水準備	注水開始30分は最大流量とし、その後は調整流量で注水継続																																					
低圧原子炉代替注水系 （常設）停止操作	(1人) A	—	—	—	・ 低圧原子炉代替注水系（常設）停止																																				10分		
輸送貯水槽（西1・西2）から 低圧原子炉代替注水槽への 補給	—	—	—	14人 a~n	・ 放射線防護具準備/装着 ・ 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備 （大量送水車配置、ホース展開・接続） ・ 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	10分	2時間10分																																				
原子炉ウエル代替注水系 注水操作	—	—	—	(2人) a,b	・ 大量送水車による原子炉ウエルへの注水	上部ドライウエル内部空気湿度低下を確認 異常による水位低下を考慮して定期的に注水																																			解析上考慮せず		
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	—	(12人) a~l	・ 資機材配置及びホース敷設、系統水張り、起動	7時間20分																																					
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	—	3人 o,p,q	・ 放射線防護具準備/装着	10分																																					
原子炉補機代替冷却系準備 操作	—	—	—	(2人) B,C	・ 電源ケーブル接続	1時間40分																																					
原子炉補機代替冷却系運転	—	—	—	(2人) c,d	・ 原子炉補機代替冷却系 系統構成 ・ 原子炉補機代替冷却系 運転状態監視	1時間40分																																					
原子炉補機代替冷却系運転	(1人) A	—	—	—	・ 原子炉補機代替冷却系 冷却水流量調整	10分																																					
格納容器内雰囲気計装による 水素濃度及び酸素濃度監視	(1人) A	—	—	—	・ 格納容器内雰囲気計装起動	5分																																					
格納容器内雰囲気計装による 水素濃度及び酸素濃度監視	(1人) A	—	—	—	・ 格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視																																				適宜実施 解析上考慮せず		
燃料補給準備	—	—	—	2人 r,s	・ 放射線防護具準備/装着	10分																																					
燃料補給作業	—	—	—	—	・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリーへの補給 ・ 大量送水車、大型送水ポンプ車への補給	2時間30分																																					
残留熱代替除去系 準備操作	(1人) A	—	—	—	・ 残留熱代替除去系 中央制御室系統構成	20分																																					
残留熱代替除去系 運転開始	(1人) A	—	—	—	・ 残留熱代替除去ポンプ起動 ・ 原子炉注水車、格納容器スプレイ準備操作	10分																																					
残留熱代替除去系 運転状態監視	(1人) A	—	—	—	・ 残留熱代替除去系による原子炉圧力容器、原子炉格納容器の状態監視																																				適宜実施 原子炉格納容器状態監視には水素・酸素濃度の継続 監視を含む		
可搬式蒸餾供給装置による原子 炉格納容器内蒸餾供給準備	—	—	—	—	・ 可搬式蒸餾供給装置準備	2時間																																					
可搬式蒸餾供給装置による原子 炉格納容器内蒸餾供給	—	—	—	(2人) e,f	・ 可搬式蒸餾供給装置起動																																				適宜状態監視		
燃料プール冷却 再開	(1人) A	—	—	—	・ 燃料プール冷却系再起動	10分																																			・ 燃料プール冷却ポンプを再起動し燃料プールの冷却を再開する。 ・ 必要に応じてスキマージタンクへの補給を実施する。		
必要人員数 合計	1人 A	4人 B,C,D,E	10人 a~n	—	—																																				解析上考慮せず 燃料プール水温66℃以下維持		

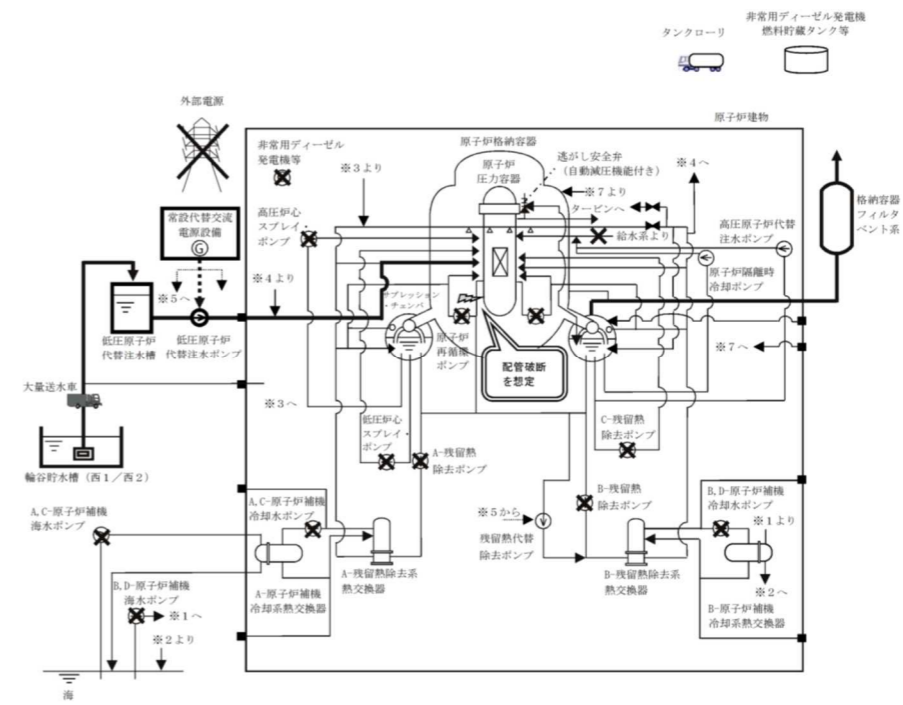
() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 3.2.1.2-3 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）の作業と所要時間（残留熱代替除去系を使用する場合）

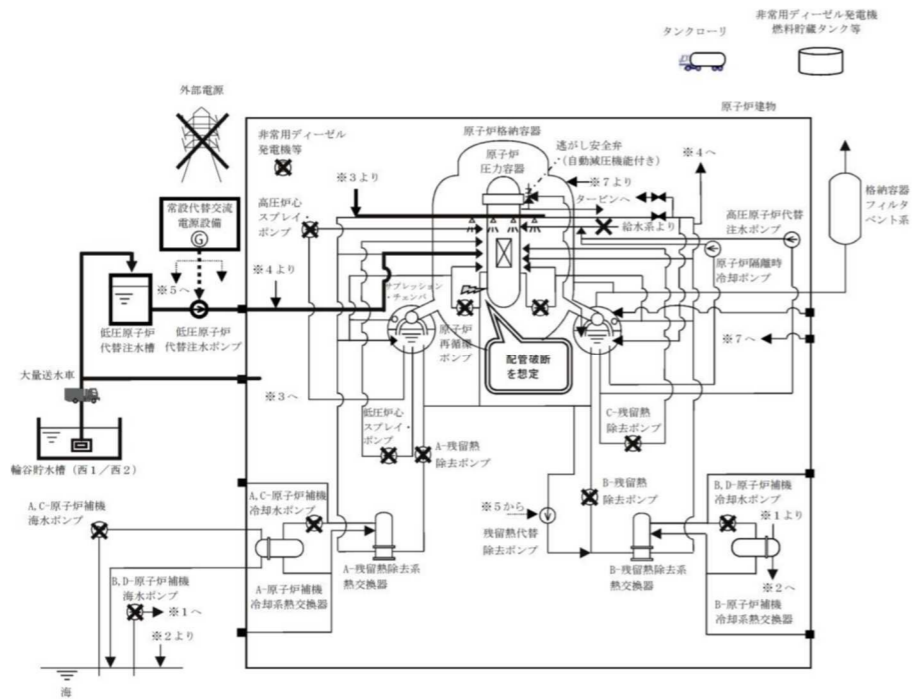
最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。



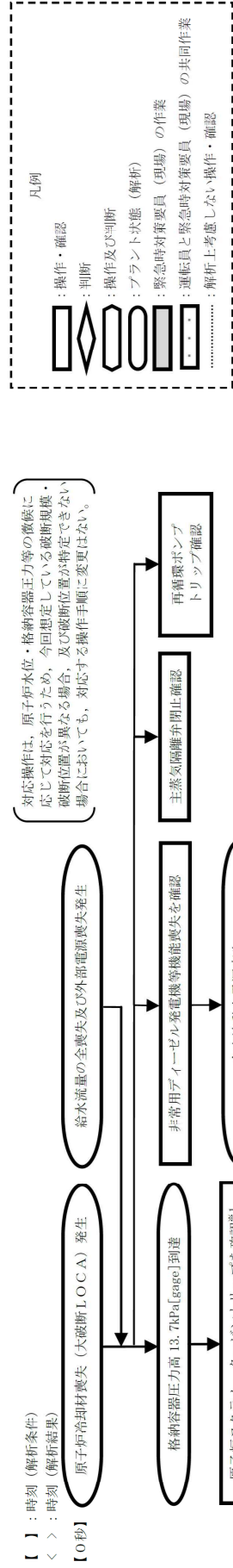
第3.2.1.3-1図(1) 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用しない場合)(原子炉注水)



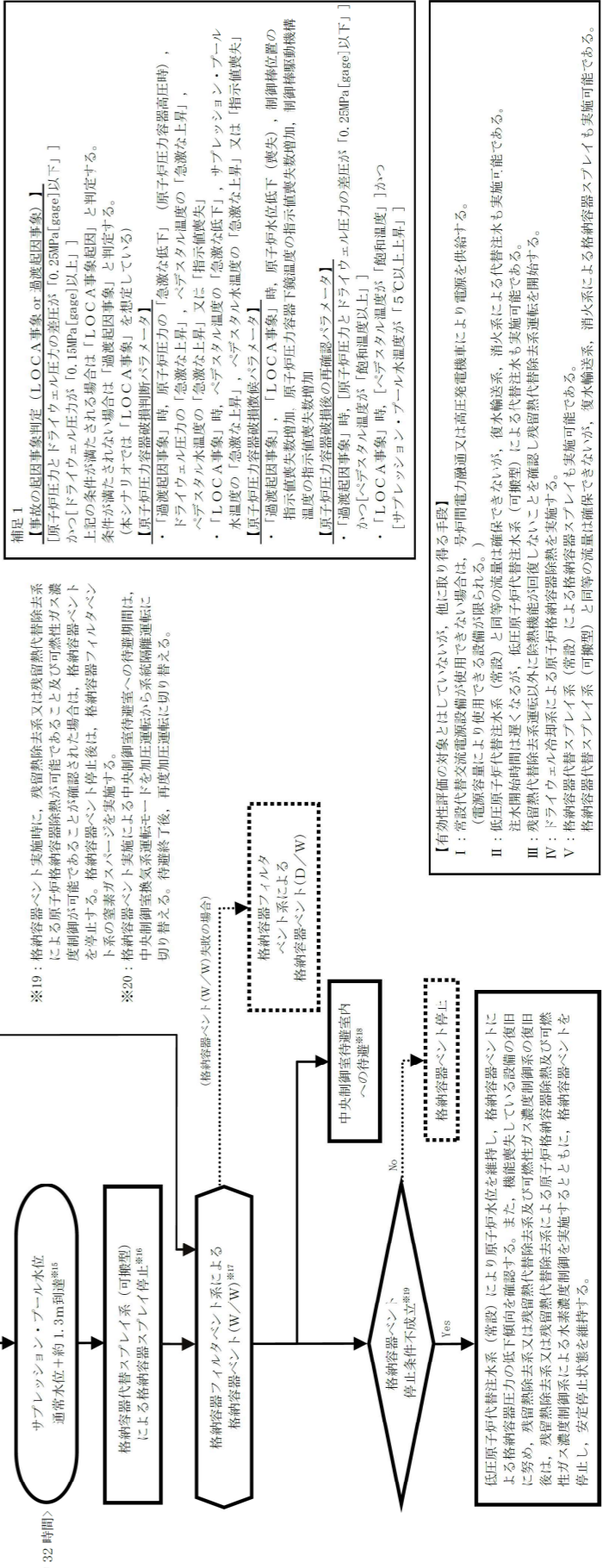
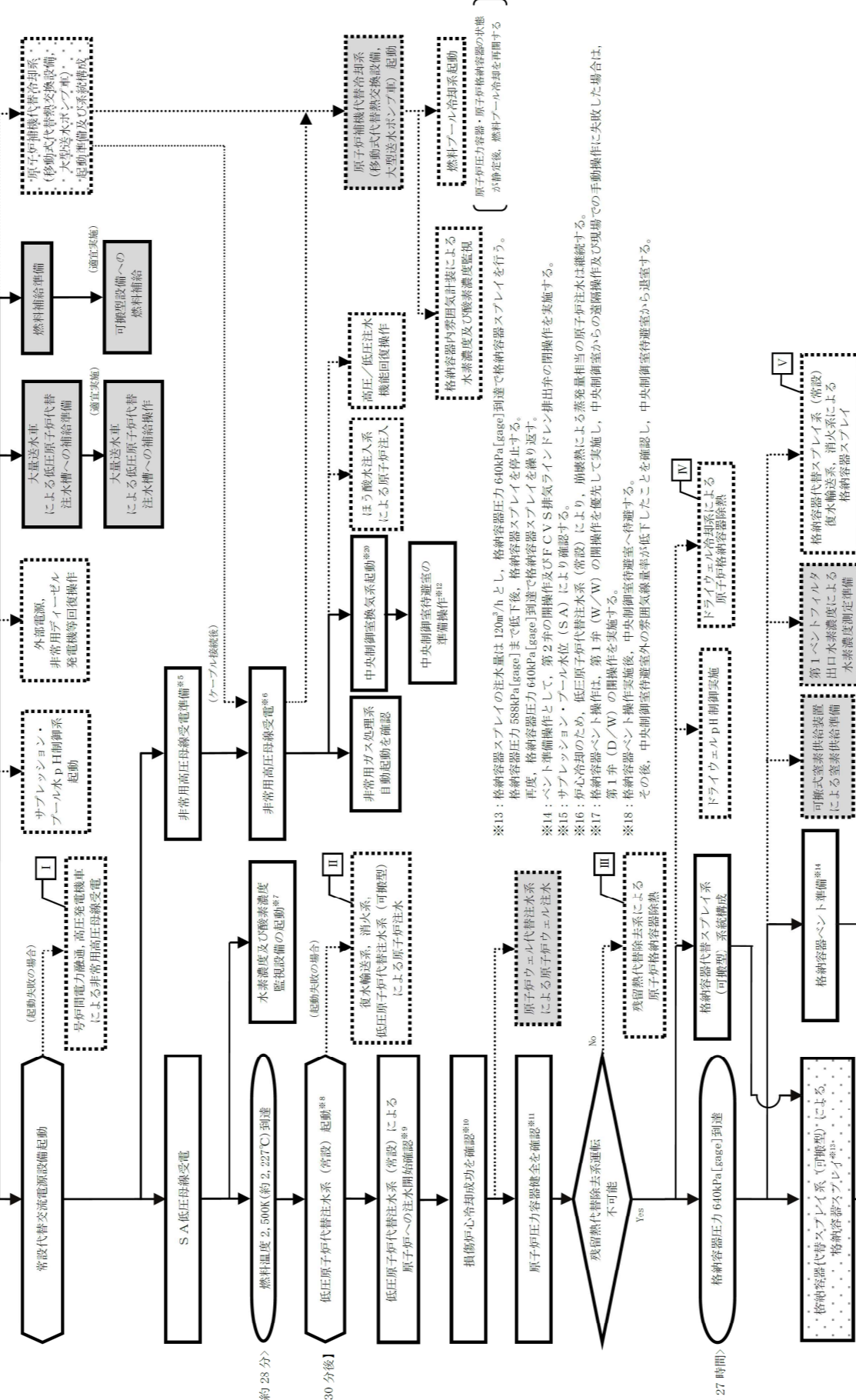
第3.2.1.3-1図(3) 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用しない場合)(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



第3.2.1.3-1図(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)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用しない場合)(原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



- ※1：格納容器圧力高 (13.7kPa) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計表により確認する。重大事故等発生を通告連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量、原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※3：炉心損傷は、以下により判断する。
 ・格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合
 ・格納容器からの過熱操作により外部電源受電及び非常用ドレイウエル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電圧回復ができない場合、
 点で、炉心損傷と判断する。
- ※4：中央制御室から、過熱操作による外部電源受電及び非常用ドレイウエル発電機等の起動ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5：復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。
- ※6：非常用高圧母線と系列のうち、1系列は移動式代替熱交換設備ケーブール接続後に受電する。
- ※7：格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) を起動する。
- ※8：再循環配管と底部ドレン配管の隔離操作を実施する。
- ※9：原子炉圧力容器底部から原子炉水位レベル0まで水位を上昇させるために必要な注水量を注水する。所定量の注水完了後は注水流量を削減相当とする。
- ※10：水位計測不能の場合、副熱除去に必要な注水量以上を注水していること及び原子炉圧力容器下鏡温度 300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断する。
- ※11：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)
- ※12：中央制御室待避室の準備操作は、以下を実施する。
 ・LEDライト (ランタンドライブ) の設置
 ・プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) の設置
 なお、中央制御室待避室内の正圧化は、格納容器ベントを実施する約 20 分前に開始する。



第 3.2.1.3-2 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)」の対応手順の概要 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

2. 格納容器破損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（島根2号）
<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)</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 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。また、格納容器圧力が高く推移する等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなる。「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+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」を選定し、可搬型設備の有効性を確認する観点から「原子炉補機冷却機能喪失」の重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、「冷却材喪失（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、高圧注水機能、低圧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事故シーケンスは、過圧・過温破損に対しては「LOCA」であり、対応時間などを厳しく評価する観点から、LOCA と全交流動力電源喪失と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。また、格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。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。以上の観点を総合的に考慮すると、LOCA に ECCS 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になる。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。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「1.2.1.1(3)重要事故シーケ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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。</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>「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、「冷却材喪失（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>2)</p> <p>(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（水位変化）・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 ・ 原子炉圧力容器内FP挙動 <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <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 ・ 格納容器ベント ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動
<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>(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・チェンバのプール水冷却等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。</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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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、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、操作条件の不確かさとして、「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」に起因して生じる運転員等の開始時間の変動が操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認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、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（島根2号）
<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) 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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>(b) 格納容器代替循環冷却系、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> <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 <u>LOCAと全交流動力電源喪失との重畳を考慮する。さらに、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する</u>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、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系及び格納容器フィルタベント系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> <ul style="list-style-type: none"> 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>(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>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、破断箇所は再循環配管（出口ノズル）とする</u>ことを確認した。<u>安全機能の喪失に対する仮定として、非常用炉心冷却系が機能喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び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</u>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3.2.1.2-2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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「第3.2.1.3-2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）（残留熱代替除去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>(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 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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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（残留熱代替除去系を使用する場合は事象発生から 10 時間後、格納容器フィルタベント系を使用する場合は同約 32 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 10 時間後）又は 2%以下（事象発生から約 32 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。</p> <p>（FCVS ケースの場合 3.1.3-6） 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 659kPa[gage]（格納容器フィルタベント系を使用する場合は事象発生から約 32 時間後）となり、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器圧力が最大となる事象発生約 32 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器の非凝縮性ガスに占める割合の 2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。</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>(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>(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> <p>② Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建物を經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、原子炉内に内蔵される核分裂生成物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プレッションプールでのスクラビング等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物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いることを確認した。また、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果（DF=10）を確認した。</p> <p>④ 非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟内の負圧が達成されるまでの 70 分間は、原子炉建物原子炉棟に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中に放出されるものとすることを確認した。</p> <p>⑤ 格納容器フィルタベント系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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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</p>	<p>2)</p> <p>(i)</p> <p>（残留熱代替除去系を使用する場合）</p> <p>機器条件として、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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低圧原子炉代替注水ポンプの注水特</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>性に従うものとし（設計値として最大 250m³/h）、原子炉水位回復後は炉心の冠水を維持する流量とする。残留熱代替除去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全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 30m³/h、格納容器スプレイへ 120m³/h に流量を分配することを確認した。</p> <p>(残留熱代替除去系を使用しない場合)</p> <p>機器条件として、低圧原子炉代替注水系（常設）に係る機器条件は、残留熱代替除去系を使用する場合と同一である。格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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 120m³/h とする。格納容器フィルタベント系の排気流量は、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8kg/s に対して原子炉格納容器第一隔離弁を全開とした流量とすることを確認した。</p> <p>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 3.2.1.2-2 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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「第 3.2.1.3-2 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）（残留熱代替除去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>低圧原子炉代替注水系（常設）による注水流量：原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた低圧原子炉代替注水ポンプ 1 台の注水特性に従うものとする（設計値として最大 250 m³/h）。</p> <p>残留熱代替除去系の流量：循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 30m³/h、格納容器スプレイへ 120m³/h に流量を分配する。</p> <p>格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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量を考慮して 120m³/h とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の流量：格納容器圧力が 427 kPa[gage]における排出流量 9.8 kg/s に対して、原子炉格納容器第一隔離弁の全開操作にて原子炉格納容器からの除熱を実施する。</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、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>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。</p> <p>常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水：「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、運転員（中央制御室）1 名、運転員（現場）2 名であり、中央制御室での状況確認に必要な想定時間に 10 分、SA ロードセンタ及び SA コントロールセンタ受電前準備、受電操作、受電確認に 30 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。また、「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、運転員（中央制御室）1 名、運転員（現場）2 名であり、系統構成、ポンプ起動に 20 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>残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（残留熱代替除去系を使用する場合）：「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、運転員（中央制御室）1 名、運転員（現場）2 名であり、系統構成、ポンプ起動に 45 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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保（残留熱代替除去系を使用する場合）：「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、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員 15名であり、大量送水車及び移動式代替熱交換設備の移動・設置、ホースの敷設・接続に 440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>格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却：「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、運転員（中央制御室）1名、重大事故等対応要員 12名であり、大量送水車の移動・設置、送水ヘッドの運搬・設置、ホースの敷設・接続等に 130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>格納容器フィルタベント系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、中央制御室運転員 1名であり、原子炉格納容器第二隔離弁の開操作に 10分、原子炉格納容器第一隔離弁の開操作に 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からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水：<u>低圧原子炉代替注水系（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 30分後とする</u>ことを確認した。開始が遅れたとしても、60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変わりはないことを確認した。</p> <p>③ 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（残留熱代替除去系を使用する場合）：<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から 10時間後とする</u>ことを確認した。技術的能力 1.5に示されている原子炉補機代替冷却系の系統構成に要する時間（440分）、技術的能力 1.7に示されている残留熱代替除去系の系統構成に要する時間（45分）に対して、有効性評価では<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から 10時間後である</u>ことを確認した。また、<u>本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達した場合には格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを行う</u>こととなる。<u>格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達時点で格納容器スプレイを停止し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。</u><u>サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達するまでの時間は、事象発生から約 32 時間あり</u>、約 22 時間以上の余裕があることから、<u>時間余裕がある</u>ことを確認した。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却（残留熱代替除去系を使用しない場合）：<u>格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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 640kPa[gage]に到達した場合に開始し、588kPa[gage]に低下した場合又はサプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した場合に停止する</u>ことを確認した。</p> <p>技術的能力 1.6に示されている格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の準備時間（130分）に対して、有効性評価では、格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、事象発生から約 27 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>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（残留熱代替除去系を使用しない場合）：<u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、サプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達から 10分後に実施することを確認した。</u>なお、中央制御室からの弁の開操作に失敗した場合でも、ベント開始は<u>事象発生から約 32 時間後の操作</u>であり、<u>準備時間が確保できるため、時間余裕がある</u>ことを確認した。原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給：本操作は、重大事故等対応要員の現場での連続した操作（大量送水車の準備、原子炉補機代替冷却系の準備、可搬型窒素ガス供給装置の準備等）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。（添 3.1.3.6-10、添 3.1.3.8-1 参照）</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（島根2号）
<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、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> (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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔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熔融炉心が適切に冷却されること。 (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>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> <ul style="list-style-type: none"> (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>1. 解析結果の妥当性について</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <ul style="list-style-type: none"> (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 	<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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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確認できるパラメータを確認。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合) 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 対策の効果： ・ 原子炉水位 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度</p>	<p>① 事象進展の説明は、「3.2.1.2.1(4)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）残留熱代替除去系を使用する場合）」、「3.2.1.2.2(4)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）残留熱代替除去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、初期及び安定状態に向けた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 残留熱代替除去系を使用する場合： 原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第3.2.1.2-4図から第3.2.1.2-6図に、燃料最高温度の推移を第3.2.1.2-7図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第3.2.1.2-8図から第3.2.1.2-11図を示す。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。 残留熱代替除去系を使用しない場合： 原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第3.2.1.3-4図から第3.2.1.3-6図に、燃料最高温度の推移を第3.2.1.3-7図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第3.2.1.3-8図から第3.2.1.3-11図に示す。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 残留熱代替除去系を使用する場合： 第3.2.1.2-4図及び第3.2.1.2-5図より、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水流量、残留熱代替除去系による注水流量及びスプレイ流量が示され（10時間後）、これらの重大事故等対処設備が作動していることを確認した。 残留熱代替除去系を使用しない場合： 第3.2.1.3-4図より、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水流量、格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイ流量が示され、また、第3.2.1.3-8図及び第3.2.1.3-10図において、サプレッション・プール水位が通常運転水位＋約1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した時点で格納容器フィルタベント系によるベントを実施していることが示され（約32時間後）、これらの重大事故等対処設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 残留熱代替除去系を使用する場合： 第3.2.1.2-4図及び第3.2.1.2-5図より、低圧原子炉代替注水系（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3.2.1.2-8図及び第3.2.1.2-9図により、事象発生10時間後以降は残留熱代替除去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。 残留熱代替除去系を使用しない場合： 第3.2.1.3-4図及び第3.2.1.3-5図より、低圧原子炉代替注水系（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3.2.1.3-8図及び第3.2.1.3-9図より、格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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、格納容器フィルタベント系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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>(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>(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>残留熱代替除去系を使用する場合：</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、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 5 分後に PCT が約 727℃に到達するが、常設代替交流電源設備からの給電により、事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことで、原子炉水位が回復し、炉心は再冠水するため、原子炉圧力容器は破損しない。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 10 時間後）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、低下傾向に転じる。</p> <p>その後、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給（事象発生から 12 時間後）により原子炉格納容器圧力は一時的に上昇に転じるが、原子炉格納容器の最高圧力は約 370kPa[gage]、最高温度は約 181℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は安定して推移し、安定状態となっている。安定状態となっている。</p> <p>原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 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>残留熱代替除去系を使用しない場合：</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系等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 5 分後に PCT が約 727℃に到達するが、常設代替交流電源設備による給電により、事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系（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、炉心は再冠水するため、原子炉圧力容器は破損しない。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタ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 32 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 659kPa[gage]、最高温度は約 181℃に抑えられる。</p> <p>以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下傾向となることから、安定状態となる</p> <p>原子炉格納容器内が最高圧力となる時点における原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は 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>(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>① 残留熱代替除去系を使用する場合：</p> <p>第 3.2.1.2-8 図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は 10 時間後に最高値約 370kPa[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>残留熱代替除去系を使用しない場合：</p> <p>第 3.2.1.3-8 図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約 32 時間後に最高値 659kPa[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 原子炉格納容器温度</p>	<p>② 残留熱代替除去系を使用する場合：</p> <p>第 3.2.1.2-9 図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約 40 分後に最高値約 142℃（壁面温度）に到達するが、評価期間を通じて 200℃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>残留熱代替除去系を使用しない場合：</p> <p>第 3.2.1.3-9 図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約 40 分後に最高値約 142℃（壁面温度）に到達するが、評価期間を通じて 200℃を下回って</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 環境への Cs-137 の放出量 ※ DCH、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>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 残留熱代替除去系を使用する場合： 原子炉格納容器から原子炉建物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 1.1TBq であり、100TBq を下回っていることを確認した。</p> <p>残留熱代替除去系を使用しない場合： 原子炉格納容器から原子炉建物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 1.4TBq である。これに加え、格納容器フィルタベント系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 2.1×10^3 TBq、ドライウェル側からベントした場合は 7 日間で約 3.4TBq 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 4.8TBq であり、100TBq を下回っていることを確認した。</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) 及び (c) を満足していることを確認した。</p> <p>具体的には、第 3.2.1.2-8 図及び第 3.2.1.2-9 図（残留熱代替除去系を使用する場合）並びに第 3.2.1.3-8 図及び第 3.2.1.3-9 図（残留熱代替除去系を使用しない場合）に示されるとおり、原子炉格納容器圧力・温度は 2Pd、200℃を下回っていることから、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、原子炉格納容器内が最高圧力となる事象発生から約 10 時間後において、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの総量に対し、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下（残留熱代替除去系を使用する場合）又は 2%以下（残留熱代替除去系を使用しない場合）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。</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>① 格納容器残留熱代替除去系又は格納容器圧力逃がし装置等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)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系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 残留熱代替除去系を使用する場合： 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 10 時間後）により、原子炉格納容器の最高圧力は約 370kPa[gage]、最高温度は約 181℃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>残留熱代替除去系を使用しない場合： 原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器フィルタベント</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	ト系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約32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659kPa[gage]、最高温度は約181℃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。

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

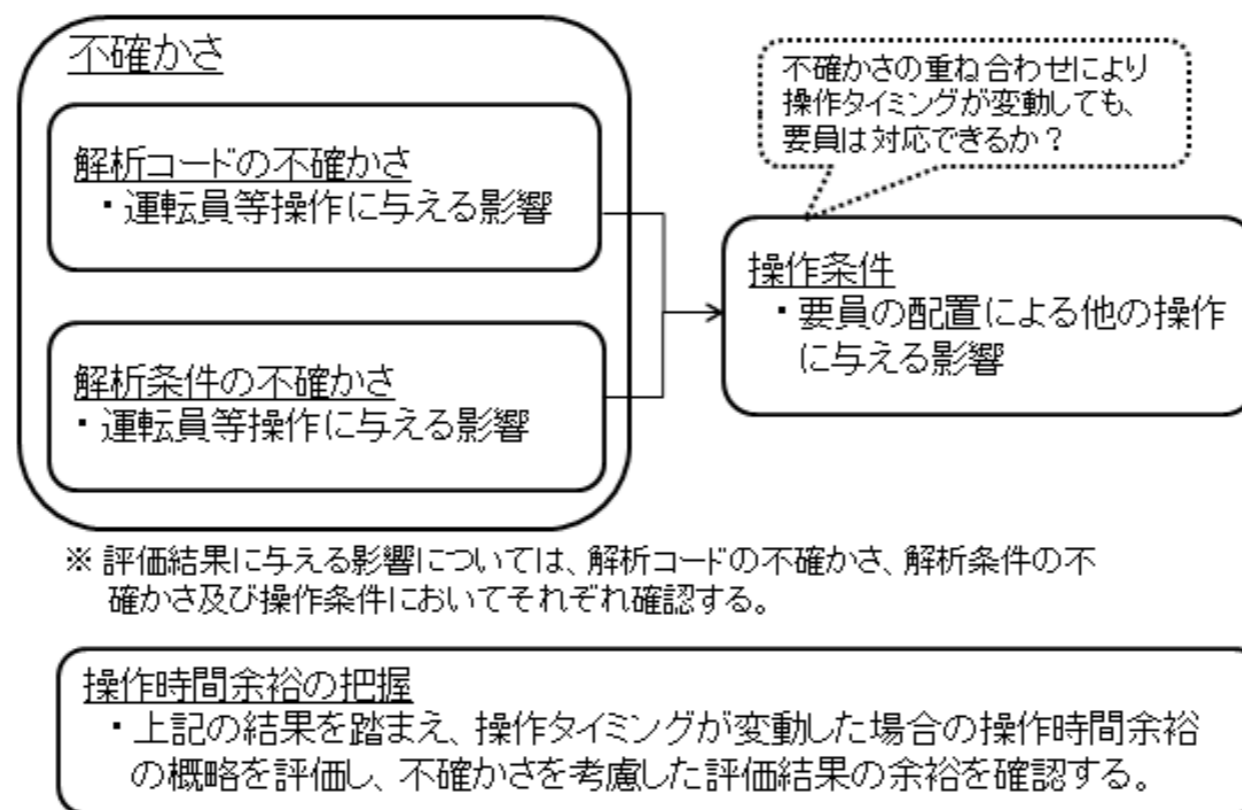
確認内容の概要：

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（島根2号）
<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、「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及び評価項目となるパラメータ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、「2.5 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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。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、事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、</p> <p>(残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作であることを確認した。</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（島根2号）
<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</p>	<p>1)</p> <p>(i)</p> <p>(残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>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を確認しているが、BWRの原子炉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。</u></p> <p>しかし、<u>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。</u></p> <p>また、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の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器圧力及び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操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等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。</p> <p>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り、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。</p> <p>原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失と判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（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。</p> <p>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として、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は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を確認したが、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が、格納容器圧力及び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操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>(残留熱代替除去系を使用しない場合)</p> <p>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については、残留熱代替除去系を使用する場合と同一である</u>ことを確認した。<u>また、格納容器代替グレイ冷却系（可搬型）の操作は原子炉格納容器内の圧力を起点とするが、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</u>ことを確認した。</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、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℃

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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。このため、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> <ul style="list-style-type: none"> 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大きいことが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、速やかに低圧原子炉代替注水系（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 CORA 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、EGCS 等による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（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。</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、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。したがって、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、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。このため、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 CORA 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。</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（島根2号）
<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>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 燃焼度は、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、残留熱代替除去系を使用する場合には格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている操作はないこと、残留熱代替除去系を使用しない場合には操作手順（格納容器圧力に応じて格納容器スプレイを実施すること）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 原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位が通常運転水位+約 1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）、格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、ゆらぎによるサプレッション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約 2800³相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分（通常水位-0.02m 分）の熱容量は約 20³程度であり、その低下割合は通常時の約 0.7%程度と非常に小さい。したがって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 低圧原子炉代替注水系（常設）は、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。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、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 残留熱代替除去系は、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）、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順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>⑤ 解析条件と最確条件が同一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（島根2号）
<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>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>1)</p> <p>(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 原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位が通常運転水位+約1.3m（真空破壊装置下端-0.45m）、格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m³相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分（通常水位-0.02m分）の熱容量は約20m³程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。したがって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3.1.2.6及び添付資料3.1.3.6）において、「原子炉水位、炉心流量、サプレッションプール水位、格納容器圧力は、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 低圧原子炉代替注水系（常設）は、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。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、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 残留熱代替除去系は、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）、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順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>⑤ 解析条件と最確条件が同一であることを確認した。</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（島根2号）
<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原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から30分後としてお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、低圧原子炉代替注水系（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60分（解析上の開始時間に対して30分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、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>残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から10時間後であるが、本操作が遅れ、原子炉格納容器内の圧力が640kPa [gage] に到達し、格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器の圧力制御を開始した場合でも、これが実施できなくなるまで（事象発生から約32時間後）には十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約32時間後であり、準備時間が確保でき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 低圧原子炉代替注水系（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）、格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作、原子炉補機代替冷却系の起動操作、残留熱代替除去系による格納容器除熱操作及び格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を行う要員は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後の低圧原子炉代替注水系（常設）による炉心の冷却開始時間は、事象発生から30分後としてお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、低圧原子炉代替注水系（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60分（解析上の開始時間に対して30分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、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>常設代替交流電源設備の起動操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はないことから、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（島根2号）
	<p>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60分後（操作開始時間の30分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、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30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（島根2号）
<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)</p> <p>(i) 常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（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、低圧原子炉代替注水系（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60分（解析上の開始時間）に対して30分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水が開始できれば原子炉圧力容器は破損しない評価結果となり、注水を継続することで炉心を冷却できるため、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原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象発生から60分後（操作開始時間の30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。</p> <p>② 格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から約27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>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30分遅れた場合の解析により、スプレイ操作も約120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は約34時間後となる」ことが示されている。</p> <p>③ 残留熱代替除去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10時間後としているが、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達時点で格納容器スプレイを停止し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。</p> <p>④ サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達するまでの時間は、事象発生から約32時間あり、約22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>

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（島根2号）
<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>(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>(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>1)</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 残留熱代替除去系を使用する場合： 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は31名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45名であり対応が可能であることを確認した。 残留熱代替除去系を使用しない場合： 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は31名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45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確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1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。</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及び緊急時対策所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。 残留熱代替除去系を使用する場合の補足説明資料（添付資料3.1.2.10）において「重大事故等対処全体に必要な電力ピーク値（2,247kW）、残留熱代替除去系を使用しない場合の補足説明使用（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（2,156kW）」に対して、常設代替交流電源設備（最大容量（常用連続運用仕様）：約4,800kW）であり、対応が可能である」ことが示されている。</p> <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 残留熱代替除去系を使用する場合： 本評価事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への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、約500m³である。 これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1/西2）に約7,000m³、合計約7,740m³の水を保有しており、対応が可能である。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とし循環させることから、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>残留熱代替除去系を使用しない場合：</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、約3,200m³である。</p> <p>これに対して、低圧原子炉代替注水槽に約740m³、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³、合計約7,740m³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、低圧原子炉代替注水系（常設）の水源は低圧原子炉代替貯水槽であり、格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の水源は輪谷貯水槽（西1／西2）であり、低圧原子炉代替貯水槽については、事象発生2時間30分後に輪谷貯水槽（西1／西2）の水を大量送水車により低圧原子炉代替貯水槽への補給を行うことで、低圧原子炉代替貯水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替貯水槽を水源とした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、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>残留熱代替除去系を使用する場合：</p> <p>常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、可搬式窒素供給装置を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約433m³必要である。</p> <p>これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³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>残留熱代替除去系を使用しない場合：</p> <p>常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約425m³必要である。</p> <p>これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³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（島根2号）
<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</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、格納容器フィルタベント系を使用する場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱、さらに、格納容器フィルタベント系を使用する場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却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。</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（a）、（b）、（c）及び（g）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（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、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱等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、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その対策が本格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、規制委員会は、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）」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. 2-4
(3) 格納容器破損防止対策	3. 2-5
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3. 2-13
(1) 有効性評価の方法	3. 2-13
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3. 2-15
(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

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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/格納容器雰囲気直接加熱（HPME/DCH）」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の4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"> ・ TQUX ・ 長期 TB ・ TBD ・ TBU

（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 評価対象とするプラント損傷状態の選定について」）

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)	破損モード内 CFFに対する割合(%)	最も厳しいPDS選定の考え方	評価対象と選定したPDS
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	5.9E-17	TQUX	2.9E-25	<0.1	<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シーケンスであり、原子炉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。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の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する。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持される。</p>	TQUX
		長期TB	5.9E-17	約100		
		TBU	1.4E-29	<0.1		
		TBD	1.1E-27	<0.1		

(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（島根2号）
<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、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇し、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、「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、ECCS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、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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>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（自動減圧機能）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

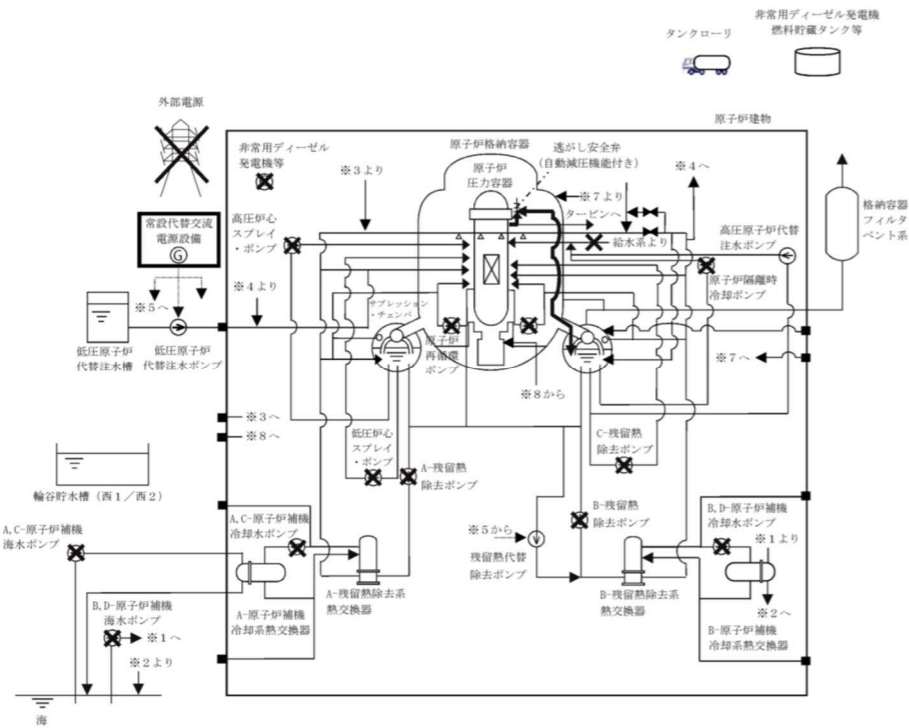
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格納容器破損モードでは、非常用炉心冷却系等の原子炉圧力容器への注水機能の喪失、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 3.2.2-1 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 (SA)、原子炉水位 (SA)、格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル)、格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)、格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (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>有効性評価 補足説明資料 (65. 有効性評価及び実運用における原子炉水位について) において、実運用上の計器補正を踏まえた実水位と計測水位との関係、急速減圧 (BAF+20%) のタイミングが示されている。</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（自動減圧機能付き）による原子炉圧力容器の減圧を実施する。</u>また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、常設代替交流電源設備、大量送水車及びタンクローリ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（自動減圧機能付き）及び非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等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。</u>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原子炉格納容器代替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処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）、大量送水車、タンクローリ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 3.2.2-1 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>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>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</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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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 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>(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3.2.2-1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 原子炉水位と原子炉圧力に係る計装設備として、原子炉水位（SA）、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力（SA）、原子炉圧力が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力容器下鏡部の温度に係る計装設備として、原子炉圧力容器温度(SA)が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器内温度、圧力、線量に係る計装設備として、ドライウエル圧力（SA）、ドライウエル温度（SA）、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）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 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>(v) ※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>(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、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>(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"> ・ 高圧原子炉代替注水系起動 ・ 外部電源、非常用ディーゼル発電機等回復操作 ・ 号炉間電力融通、高圧発電機車による非常用高圧母線受電 ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系による原子炉注水 ・ 逃がし安全弁用制御電源確保、逃がし安全弁窒素ガス供給系、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧 ・ ほう酸水注入系による原子炉注入 ・ 高圧／低圧注水機能回復操作 ・ サプレッション・プール水pH制御系等起動 ・ 復水輸送系、消火系による格納容器スプレイ ・ ドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱 ・ 格納容器内雰囲気計装による水素濃度及び酸素濃度監視 ・ 燃料プール冷却系起動 <p>② 「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」、「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」、「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」、「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」、「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」、「1.11 使用済燃料貯蔵層の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、において、①の実手順も含めた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>

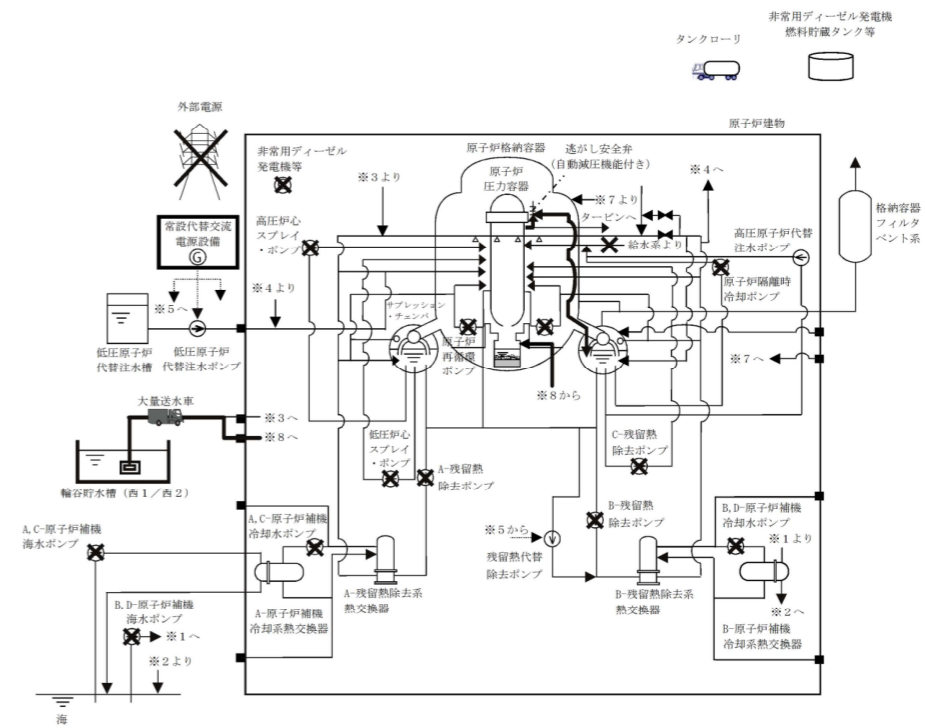
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「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3.2.2-1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>
<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) ※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。 （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）逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）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（自動減圧機能付き）、大量送水車、復輪谷貯水槽（西1／西2）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。 （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。 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について、以下のとおり確認した。 （i） ① 「第3.2.2-2 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>（ii）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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3.2.2-2 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「3.2.2.1 (3)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>原子炉スクラム・タービントリップ：平均出力領域計装により確認</p> <p>原子炉への注水機能喪失の確認：中央制御室にて状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等にて機能喪失を確認、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」の有効性評価を実施する上で、重大事故等対処設備による原子炉注水機能については考慮しないものと仮定する。</p> <p>炉心損傷の確認：格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、なお格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷発生の判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上（1点以上）となった場合に炉心損傷を確認。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧の判断：原子炉水位の低下が継続し、燃料棒有効長底部から燃料有効長の20%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（自動減圧機能付き）2個を開放し、原子炉を急速減圧する。原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力及び原子炉圧力（SA）である。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期注水開始の判断：格納容器スプレイ流量は120m³/hとし、コリウムシールド上面から2.4m（注水量約225m³）まで初期水張りを実施後、格納容器スプレイを停止する。原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部注水に切り替え、崩壊熱相当に余裕を見た量を注水する。</p> <p>原子炉圧力容器破損：原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器破損を速やかに判断するためにペDESTAL水温度等を継続監視する。ペDESTAL水温度の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエル圧力の急激な上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力とドライウエル圧力の差圧が0.25MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水：格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部注水を停止後、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は崩壊熱相当に余裕を見た流量にて継続して行う。原子炉への注水手段がないため、炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器温度（SA）である。原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、格納容器代替スプレイ流量及びペDESTAL水位である。</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</p>	<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</p>

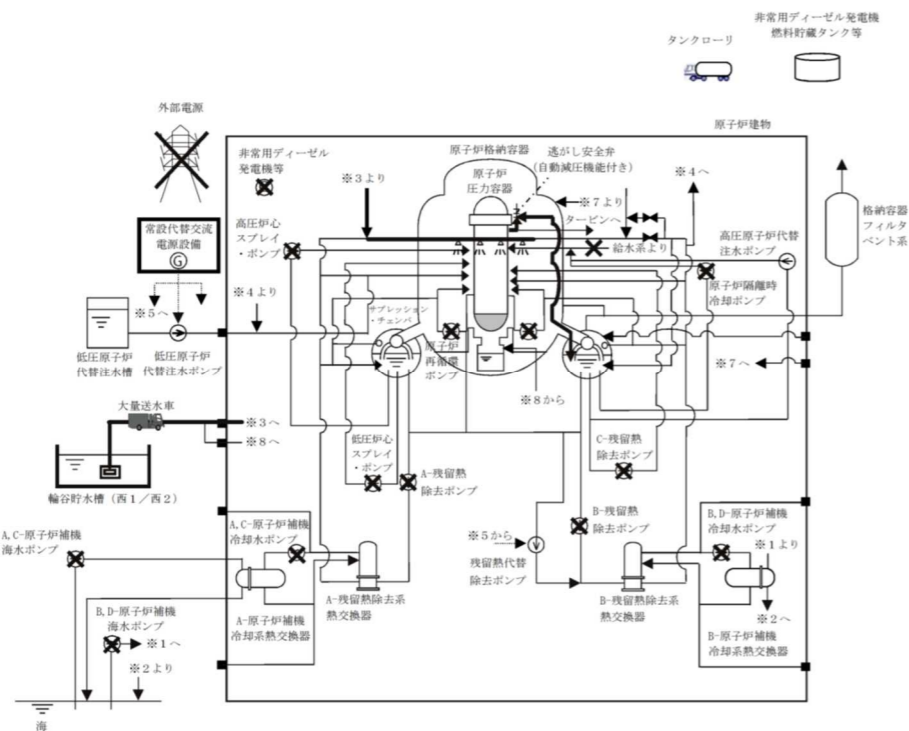
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業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、「2.3.5 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>2.3.5 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) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」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>



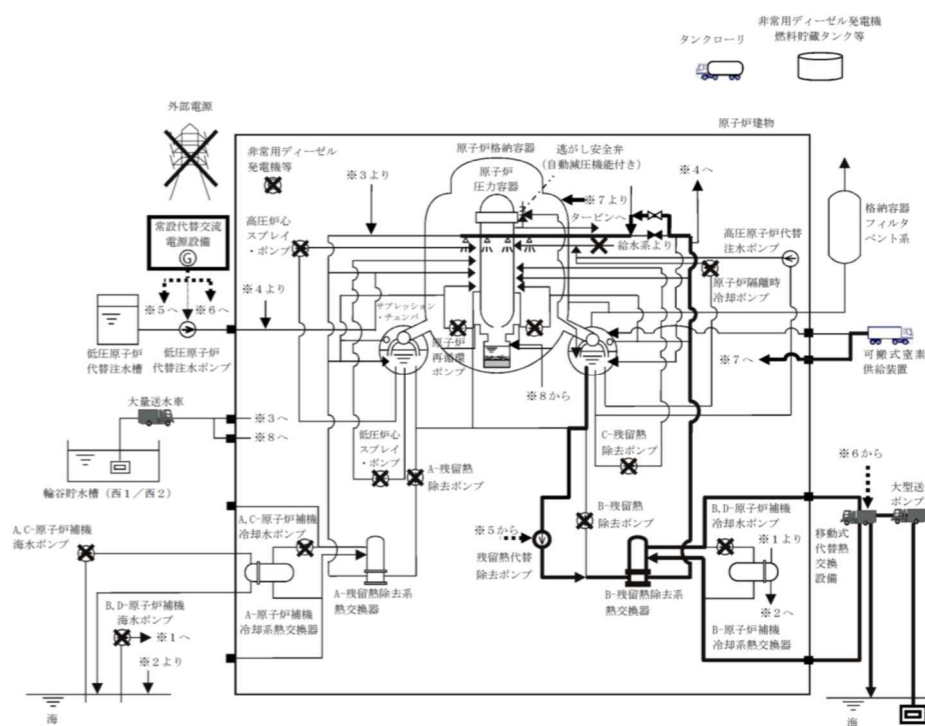
第3.2.2-1図(1) 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧）



第3.2.2-1図(3) 「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（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水）

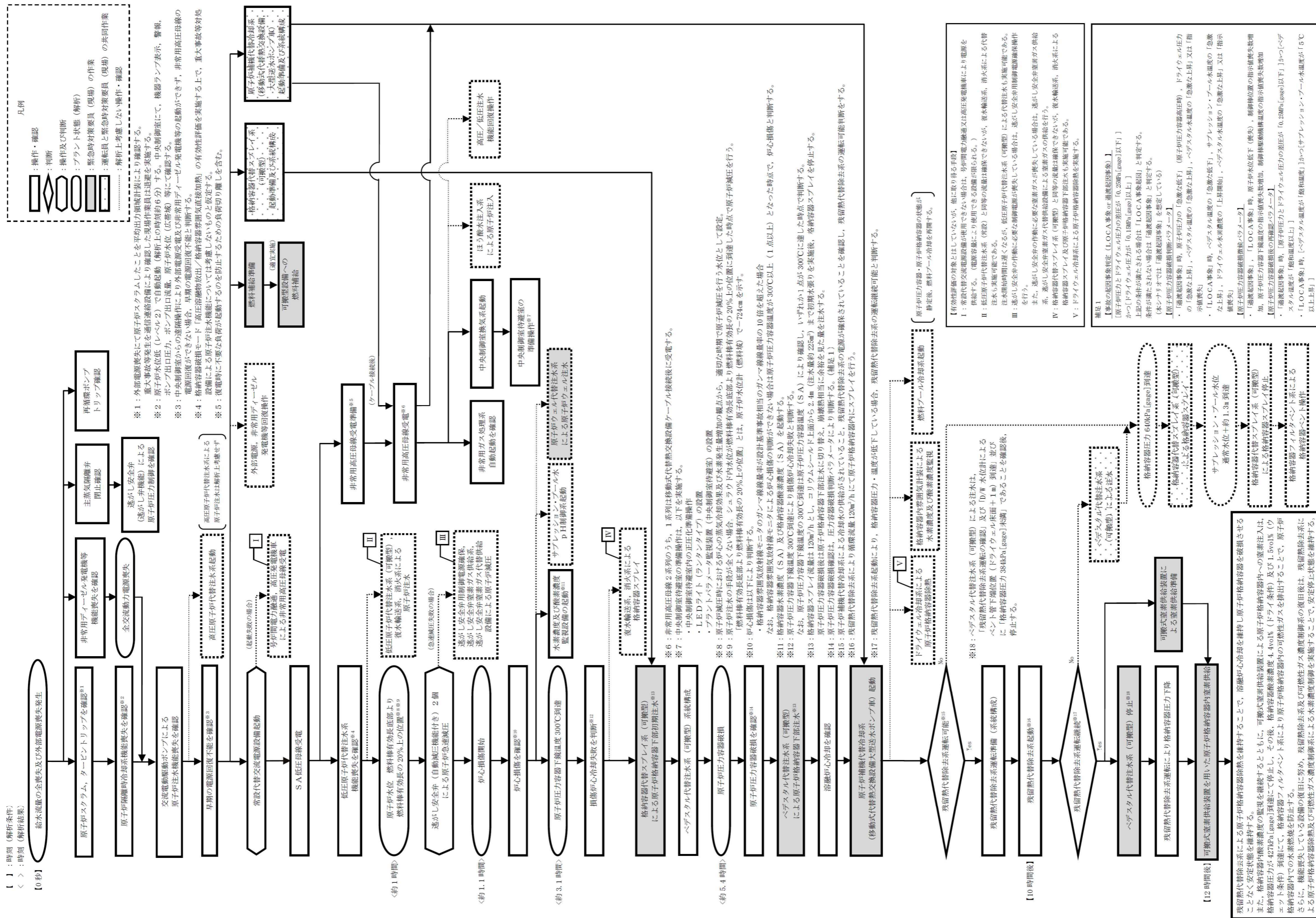


第3.2.2-1図(2) 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器下部注水）



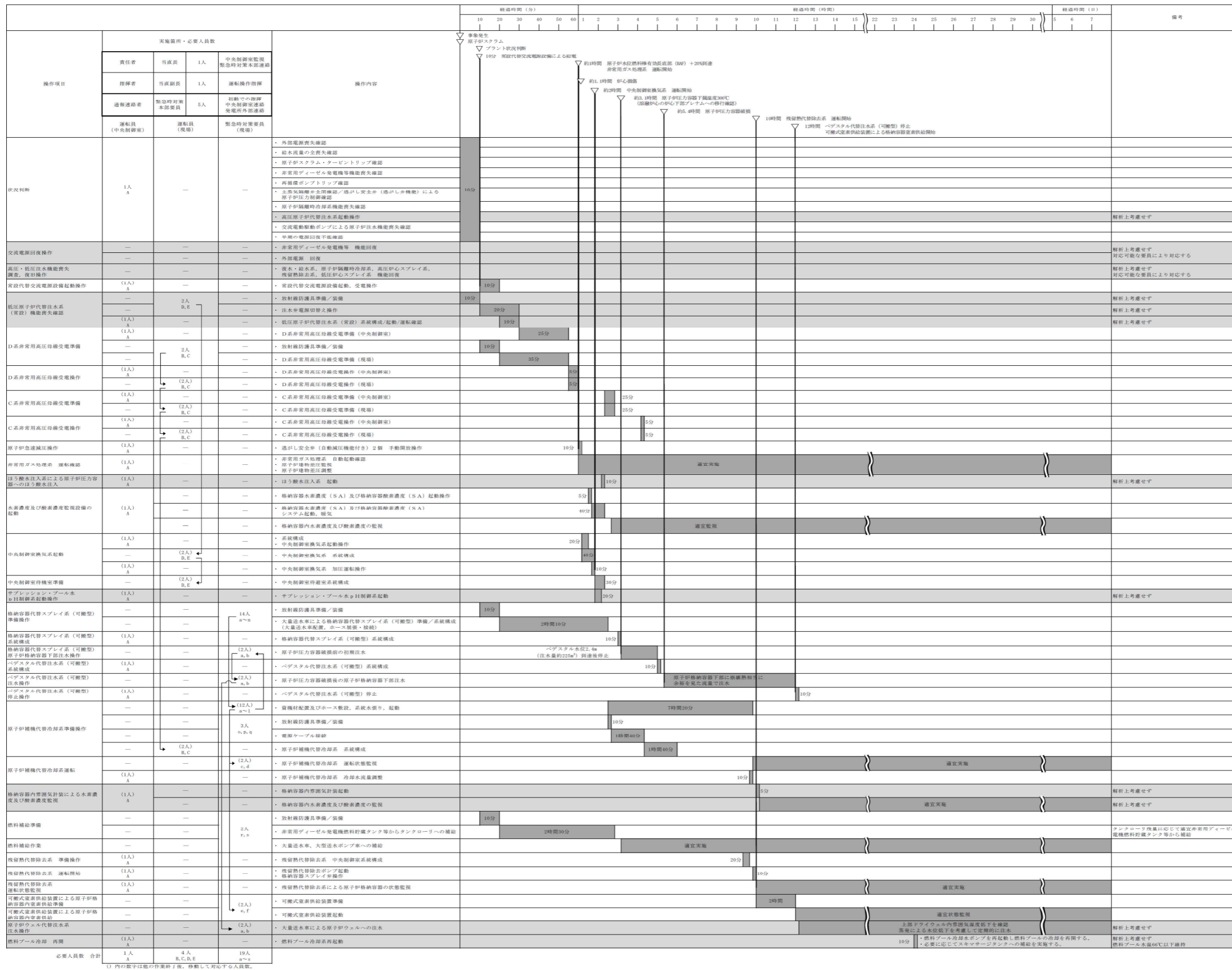
第3.2.2-1図(4) 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（残留熱代替除去系による溶融炉心冷却，格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給）

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3.2.2-2 図 「高圧溶融物放出」格納容器蒸気直接加熱」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



第 3.2.2-3 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

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（島根2号）
<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+手動減圧失敗」（TQUX）であることを確認した。評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）」を選定していることを確認した。</p> <p>② 本格格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+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、原子炉圧力容器内が高圧で維持される状態を想定することで、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、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためには、原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させる必要がある。そのため、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することで、事象を炉心損傷に進展させ、さらに、原子炉圧力容器の破損に進展させるものとする。「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」において、原子炉圧力容器の破損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。</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)</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・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流が挙げられており、原子炉圧力容器における重要現象として、原子炉圧力容器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>(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流出（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等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。</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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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、操作条件の不確かさとして、「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」に起因して生じる運転員等の開始時間の変動が操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認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（島根2号）
<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) 高圧溶融物放出／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、溶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>(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>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 対応時間などを厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するとしており、外部電源には期待していないことを確認した。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスの起回事象及び安全機能の喪失の仮定は、「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 起回事象として、給水流量は全喪失するものとしていることを確認した。また、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」より、上記の起回事象を設定した上で、全交流動力電源喪失を重畳させることにより、電源の復旧や注水機能の確保等の格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しく成るとしていることを確認した。</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（非常用炉心冷却系等の高圧注水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（低圧代替注水機能）を含む全ての原子炉注水機能</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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3.2.2-2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。 (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プ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プ破損や漏洩等は、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。 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。 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>
<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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>2)</p> <p>(i) 本評価事故シーケンスの機器条件は「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」と同一であるが、本格納容器破損モード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 「第3.2.2-2 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、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：原子炉圧力容器の減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個を使用し、1個当たりの容量は設計値とする。 ※設計値：1個あたり定格主蒸気流量の約8%を処理</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）：格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量は、120m³/hとする。</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。具体的には、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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧代替注水系について、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</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、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>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>原子炉急速減圧操作： 「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、運転員（中央制御室）1名であり、逃がし安全弁の手動操作に10分以内を設定しており、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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部注水操作： 「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」の操作の成立性において、SA電源切替盤を使用した場合には、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合25分以内で可能であり、非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合には、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合40分以内で可能であるとしており、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 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減圧操作は、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した場合に実施し、減圧操作後は、原子炉圧力容器破損時まで、逃がし安全弁（自動減圧機能）を開状態に維持することを「第3.2.2-2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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に開始することを「第3.2.2-2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>技術的能力（添付資料1.3.8 発電用原子炉の減圧操作について）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が示されている。具体的には、減圧開始のタイミングについては、蒸気冷却による燃料の冷却効果に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、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で減圧することが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については、1個の場合は水素発生量が多いこと、弁の個数を多くする（蒸気流量が多い）と、減圧時に燃料被覆管に係る荷重である燃料被覆管内外の圧力差による応力が大きくなり、燃料被覆管に対する負荷が増加することから、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（燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時に実施す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（島根2号）
<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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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。 (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 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。 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>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。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 「3.2.2.2(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おそれに至るプロセス、初期の格納容器破損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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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確認できるパラメータを確認。 (BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合) 対策の効果に関するパラメータ： ・ 原子炉圧力容器圧力 対策切替えの判断に関するパラメータ： ・ 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> <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>② 第3.2.2-5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3.2.2-4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（燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%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3.2.2-6図より、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が作動していることを確認した。</p> <p>④ 第3.2.2-4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 ※ 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1.1時間後に炉心損傷に至る。事象発生から約1.0時間後に、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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5.4時間後）の圧力は約0.1MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉圧力容器破損後の事象進展解析結果は、「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。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（島根2号）
<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

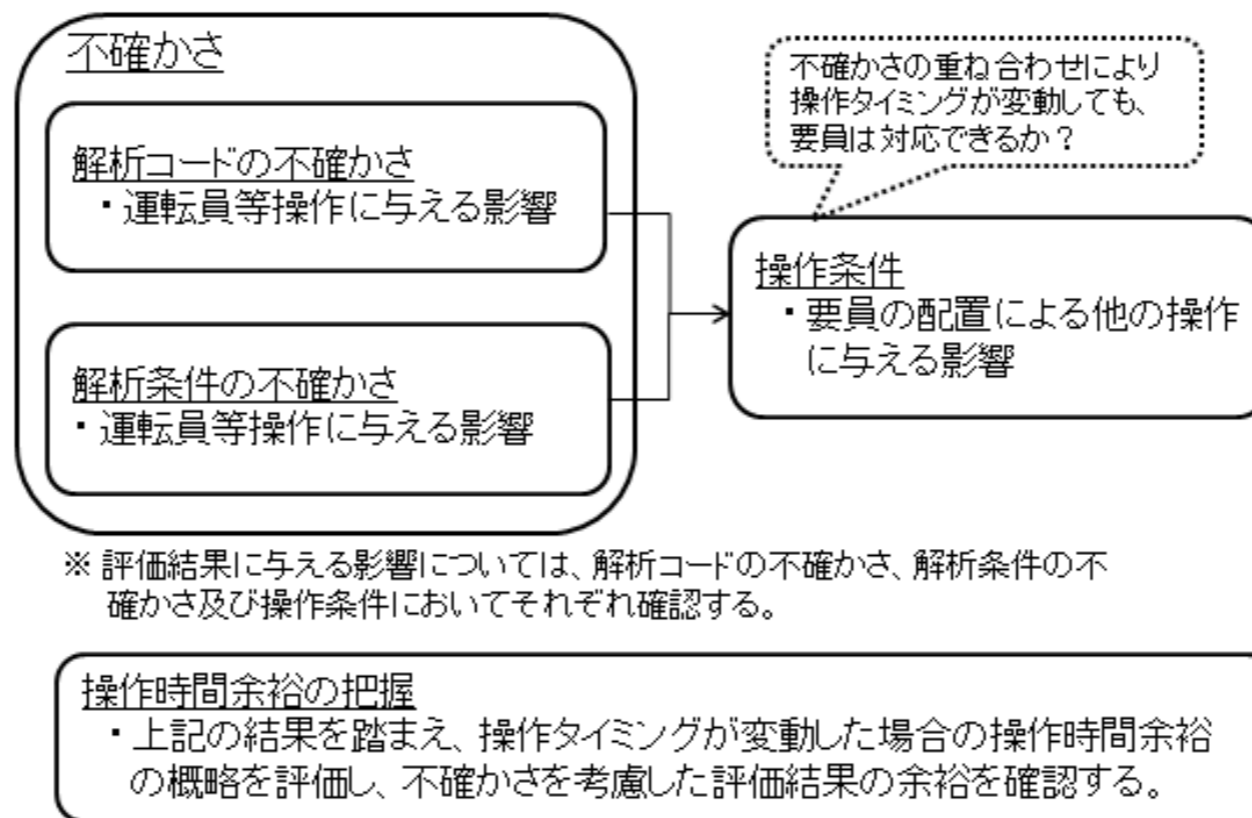
確認内容の概要：

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（島根2号）
<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、「2.7 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及び評価項目となるパラメータ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、「2.5 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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、原子炉急速減圧操作及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器の破損前の初期水張り）であることを確認した。</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（島根2号）
<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</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、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 による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）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、炉心溶融開始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長さの 20%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しきい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。</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長さの 20%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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>において整理されている。</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>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) 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、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 による評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）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く、評価項目となるパラメータに与える影響も小さい。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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達及び原子炉圧力容器破損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]を下回ることには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> <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 20%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 5.4 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（島根2号）
<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>1) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>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、操作開始までの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、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</u>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。また、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格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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ことを確認した。</p> <p>② 初期条件の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>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>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、操作開始までの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、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</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 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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量の影響を確認。</p>	<p>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（島根2号）
<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燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で開始（事象発生から約1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、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達するまでには事象発生から約1時間の時間余裕があると同時に、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り、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧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3.1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、原子炉圧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3.1時間の時間余裕があり、また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による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を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等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、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。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
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。	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。 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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。

(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（島根2号）
<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、<u>原子炉圧力容器の破損までに減圧操作を完了する必要があるが、操作時間は10分であり、事象発生から約1.0時間後の原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達時に開始することから、事象発生から約5.4時間後の原子炉圧力容器の破損まで十分な時間余裕がある。</u>ことを確認した。</p> <p>② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、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なく、逃がし安全弁（自動減圧機能）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。 <u>不確かさの影響評価のまとめ</u>として、<u>上記のとおり、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも<u>一定の余裕がある</u>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（島根2号）
<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>(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>(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、安定状態まで移行できることを確認する。</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>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、<u>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、同一の評価事故シーケンスである「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>※ 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>※ 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>※ 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>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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（自動減圧機能付き）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＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」において、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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（d）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＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」における対策の有効性を確認したことにより、その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	3.3-4
(3) 格納容器破損防止対策	3.3-7
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.3-10
(1) 有効性評価の方法	3.3-10
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.3-12
(3) 有効性評価の結果	3.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.3-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.3-22
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	3.3-22
b. 操作条件	3.3-24
(3) 操作時間余裕の把握	3.3-25
4. 必要な要員及び資源の評価	3.3-26
5. 結論	3.3-27

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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3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

(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 評価対象とするプラント損傷状態の選定について」)

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)	破損モード内 CFFに対する割合(%)	最も厳しいPDS選定の考え方	評価対象と選定した PDS
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI)	2.3E-13	TQUV	1.8E-13	76	<p>【事象 (FCI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"> 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI) の観点からは、原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。 原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散されやすいと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。 LOCAは、蒸気が急速に原子炉格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることで溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。 <p>以上より、本格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の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する。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	5.6E-14	24		
		LOCA	2.0E-18	<0.1		

(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（島根2号）
<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>1.</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」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</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、ECCS 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であることを確認した。</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。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、<u>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、水蒸気爆発が発生した KROTOS 及び TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じさせていること、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</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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。</p> <p>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、水蒸気爆発の発生の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>また、有効性評価（補足説明資料）「23. 圧力容器ペDESTAL外側鋼板の支持能力について」において、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定し、原子炉格納容器の健全性を評価している。評価の結果、島根原子力発電所2号炉では、水蒸気爆発の発生を仮定しても、圧力容器ペDESTALの内側鋼板にかかる応力が弾性範囲内であり、塑性変形しないことを確認している。しかしながら、万一、内側鋼板に変形等が生じ、その支持機能に期待できない場合であっても、島根原子力発電所2号炉では、圧力容器ペDESTALの外側鋼板のみで支持機能を維持できる（原子炉圧力容器は、原子炉圧力容器支持スカート及び水平鋼板を介して内側鋼板及び外側鋼板により支持される）としていることを確認した。</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、水蒸気爆発が生じた際の格納容器の健全性の評価について示されている。</p> <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 LS-DYNA を用いた解析により、下部注水の水位が 4.2m 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 LS-DYNA 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、初期水張りは格納容器下部水位 2.4m（溶融炉心-コンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りを行うものとして手順上定めている値）を想定している。評価の結果、水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約 14MJ である。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約 233MPa、外側鋼板にかかる応力は約 140MPa となった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、原子炉格納容器下部内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。以上の結果から、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障がないことから、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。 <p>なお、有効性評価（補足説明資料）「35. 溶融炉心落下位置が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、溶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>
<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、溶融炉心と冷却水との接触による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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>なお、事象初期には、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、熔融炉心落下前に格納容器代替スプレイ系（可搬型）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熔融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧カ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、「熔融炉心・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格納容器下部水位約2.4m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「熔融炉心・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 格納容器下部への水張り実施の適切性」において、格納容器下部への熔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>

(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（島根2号）
<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>原子炉压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、原子炉压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</u>、初期の対策として、溶融炉心落下前に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への水張りが行われるが、<u>初期の対策のうち本格納容器破損モードに対するものは、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を維持できる水位として、原子炉压力容器破損前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による逃がし安全弁の温度上昇の抑制及び溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果のために形成されるペDESTALの水位を2.4mに設定すること</u>を確認した。また、<u>このため、ペDESTAL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>補足説明資料「52. 格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への流入経路について」において、格納容器下部への流入経路、エレベーション等方が示されている。</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 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」と同一であること</u>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>
<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 FCI の場合)</p> <p>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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>※ 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)</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>※ 「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>※ 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>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 	<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（島根2号）
<p>定と解析上の設定がわかるように記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>(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>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>※ 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>

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（島根2号）
<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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+FCI発生」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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+FCI発生」を選定する。これは、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点から、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シーケンスのうち、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を起因とするシーケンスを除外し、溶融炉心の保有熱量が大きくなり、かつ、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなることで事象進展がより厳しくなる事故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。</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）、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>(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。</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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
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。

(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（島根2号）
<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溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>a. 現象の概要 溶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溶融燃料－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、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する。</p> <p>(c) 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、水蒸気爆発の発生の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）の可能性があるので、その影響を評価する。</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)</p> <p>(i) (ii) 起因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、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一で</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>あることを確認した。</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>(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。 (FCI の場合)</p> <p>① 原子炉圧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3.1時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による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> <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、</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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、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」と同一である。原子炉圧力容器破損後は「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。</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>溶融ジェット径：</p> <p>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（0.2m²）を想定している。なお、MAAP では溶融物流出に伴う破損口の径方向侵食による破損口拡大も考慮されている。</p> <p>エントレインメント係数：</p> <p>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>デブリ粒子径：</p> <p>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間値を設定している。</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)</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。（なお、申請者は「2.3.2 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。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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）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>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、<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」と同一である。原子炉压力容器破損後は「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>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (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>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。</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確かめるパラメータを確認。 (BWR FCIの場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉圧力及び水位 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 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>① 「3.2.3.2(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、初期の格納容器破損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 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>③ 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>④ 第3.2.3-3図及び第3.2.3-4図より、原子炉圧力容器が破損し、原子炉格納容器下部へ溶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「高圧溶融物放出／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（島根2号）
<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5.4時間後には原子炉圧力容器破損に至り、熔融燃料の流出により圧カスパイクが生じることから原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、その際の最高圧力・最高温度はそれぞれ約193kPa[gage]及び約123°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3.2.3-3図より、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、熔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193kPa[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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「熔融炉心・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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」に示した対策が行われ、第3.2.2-6図にあるとおり、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「熔融炉心・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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「熔融炉心・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

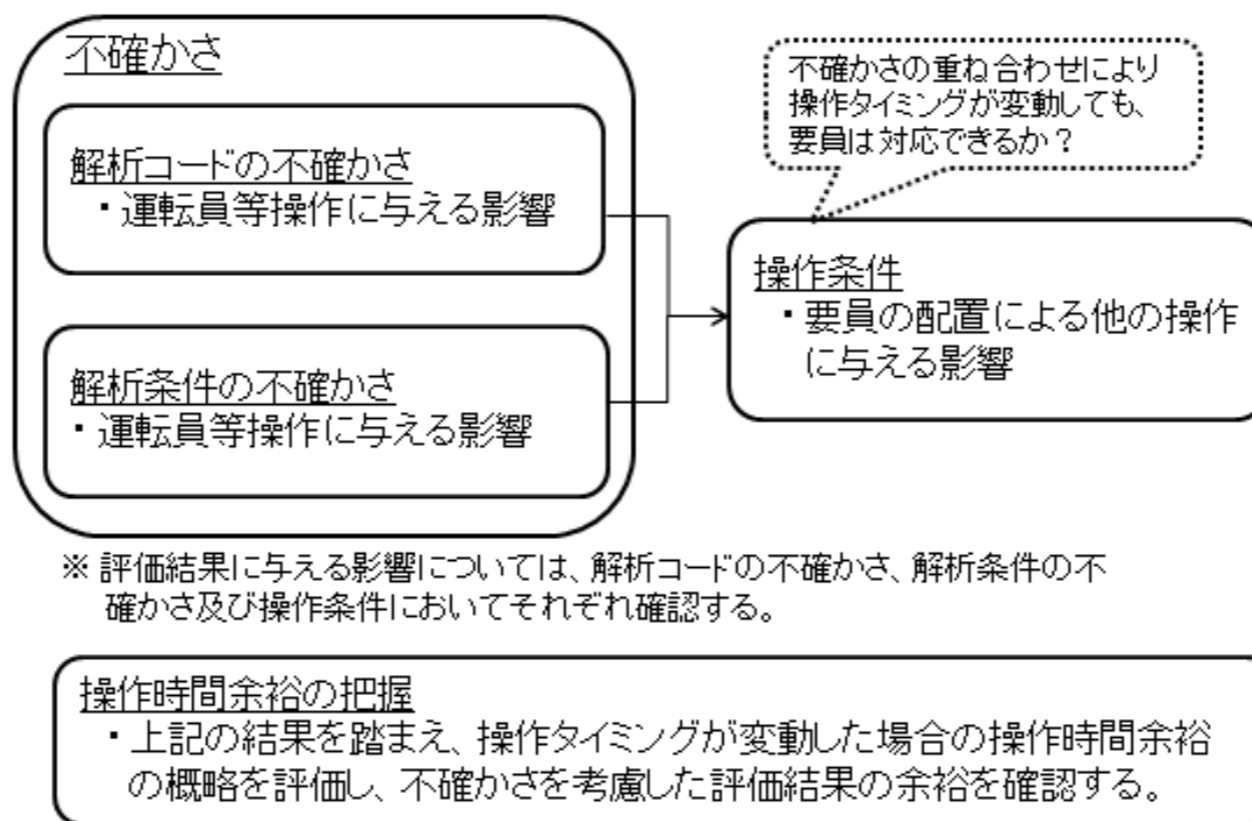
確認内容の概要：

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。



※ 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（島根2号）
<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> <hr/> <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>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、「2.7 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及び評価項目となるパラメータ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、「2.5.1 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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> <hr/> <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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）であることを確認した。</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（島根2号）
<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>(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との比較により、水位低下幅は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。このため、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。</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5.4時間後）が、十数分早まる程度であり、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後のドライウェル水位を操作開始の起点としている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>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>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>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、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、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>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"> 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・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との比較により、水位低下幅は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が、原子炉圧力容器破損（事象発生から約5.4時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、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。 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。</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。</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（島根2号）
<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 熔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>1)</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 に対応したのものとしており、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 35℃に対して最確条件は約 31℃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、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>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>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、圧力スパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 301kPa[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変わりはない</u>ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>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 35℃に対して最確条件は約 31℃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、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格納容器下部プール水温度が低くなるが、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。感度解析は、事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECGS 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 3.2.3-7 図に示すとおり、事象発生から約 3.3 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 301kPa[gage]となったが、圧カスパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[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（島根2号）
<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を確認。</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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による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3.1時間後であり、原子炉格納容器下部への注水準備は、事象発生から約2.5時間で完了することから、約0.6時間の余裕がある</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 操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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3.1時間の時間余裕があり、また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による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。</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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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（島根2号）
<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 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>1)</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代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作について、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃で注水を開始し、約 1.9 時間後（事象発生から約 5.0 時間後）に、ペDESTAL水位 2.4m まで注水できることから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.4 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 操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）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初期水張り）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、原子炉格納容器下部への注水準備として、すべての非常用炉心冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判断をした後に開始し、所要時間は約 2.5 時間で完了する。その後、ペDESTAL水位 2.4m までの注水は約 1.9 時間で完了することから、水張りを原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時点である事象発生から約 3.1 時間後に開始すると、事象発生から約 5.0 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.0 時間後の水張りの完了から、事象発生から約 5.4 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 0.4 時間程度の時間余裕がある。</p> <p>上記のとおり、解析コード及び解析条件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、対策の有効性が確認できる範囲内において、運転員等の操作時間の余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の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（島根2号）
<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)</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、<u>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、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一である</u>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「熔融炉心・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「熔融炉心・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「熔融炉心・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（島根2号）
<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、「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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋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、「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。また、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に示した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、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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生」における対策の有効性を確認したことにより、その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	3.4-4
(3) 格納容器破損防止対策	3.4-5
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.4-9
(1) 有効性評価の方法	3.4-9
(2) 有効性評価の条件	3.4-11
(3) 有効性評価の結果	3.4-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.4-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.4-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.4-22
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	3.4-22
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

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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、島根原子力発電所2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、本格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。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。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、「重要事故シーケンスの選定」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「冷却材喪失（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>

（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」）

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)	破損モード内 CFFに対する割合(%)	最も厳しいPDS選定の考え方	評価対象と選定した PDS
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"> 島根原子力発電所2号炉では原子炉格納容器内を窒素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、島根原子力発電所2号炉において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するものとする。 <p>【評価において着目するパラメータ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 島根原子力発電所2号炉では、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。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。 <p>【島根原子力発電所2号炉において評価する事故シーケンス】</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、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より相対的に高くなる可能性が考えられる。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。 島根原子力発電所2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。 <p>以上より、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、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しきの観点でSBOの重畳を設定していることを考慮し、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」をPDSとして選定する。</p>	LOCA + SBO

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、島根原子力発電所2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、酸素が可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象運転時レベル1.5PRAの評価対象から除外している。このため、PRAからはPDS及び事故シーケンスは抽出されない。

(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（島根2号）
<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格納容器破損に至る事象進展を確認する。</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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去系を使用する場合において確認した。」と記載した。</p> <p>1)</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>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、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によって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によって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と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、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、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、<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必要がある</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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<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）」の残留熱代替除去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、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。これに用いる窒素ガス制御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）」の残留熱代替除去系を使用する場合と同一であることを確認した。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）」の残留熱代替除去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 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。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、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、格納容器水素濃度計（SA）及び格納容器酸素濃度計（SA）を重大事故等対処設備として新たに整備する。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）」の残留熱代替除去系を使用する場合と同一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 安定状態に向けた対策として、格納容器内の水素濃度計（SA）及び酸素濃度計（SA）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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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7日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から100日後時点における酸素濃度はドライ条件を仮定した場合であってもドライウェルで約1.8vol%、サプレッション・チェンパで約4.2vol%であり、可燃限界に到達するのは事象発生から100日以降である。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及び酸素濃度が可燃限界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：</p> <p>本評価では、事象発生から約10時間で原子炉補機代替冷却系を接続し、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生から約12時間後に可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施する。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。</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</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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<p>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>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。 ② 原子炉水位に係る計装設備を確認。 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。 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）」の残留熱代替除去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。 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。 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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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。 ※「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（島根2号）
<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</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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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>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</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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<p>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（島根2号）
<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)</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 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「冷却材喪失（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、<u>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「冷却材喪失（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。</u></p> <p><u>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、より水素発生量が抑えられることから酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。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</u>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うえ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、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-水反応に寄与する原子炉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。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、「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」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「冷却</p>

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
	<p>材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を本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。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>
<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。</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、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> <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、「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去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>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去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>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<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>(4) 水素燃焼</p> <p>a. 現象の概要 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、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>	

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<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>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用する場合において確認した。</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）」の残留熱代替除去系を使用する場合において確認した。</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 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、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と比べて原子炉格納容器内の水素濃度が低下するため酸素濃度が増加すること、どちらの場合においても水素濃度が13vol%を超えることには変わりはないことから、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、2.5vol%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）」の残留熱代替除去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ついては、「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。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、炉外の核分裂生成物については、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、炉内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>④ 原子炉格納容器内の垂鉛等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多いが、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。(添付資料3.1.2.3)</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>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 	

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<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>2)</p>

審査の視点及び確認事項（案）	確認結果（島根2号）
<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>(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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<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。</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確認できるパラメータを確認。 （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)</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 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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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3.2.4-3図及び第3.2.4-4図にウェット条件、第3.2.4-5図及び第3.2.4-6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。 「補足説明資料 3. 原子炉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（島根2号）
<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、炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が水と反応して水素が発生する。</p> <p>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%（ドライ条件）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。ドライ条件に換算したドライウェル内の酸素濃度は、事象発生の約4時間後から約12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によりドライウェル内が満たされ、ドライウェル内の酸素濃度は約0.1vol%（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ウェル内の酸素濃度は約1.2vol%（ドライ条件）、サプレッション・チェンバ内の酸素濃度は約2.8vol%（ドライ条件）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3.2.4-4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、可燃限界を上回ることなく、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1.9vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生の約4時間後から約12時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA後のブローダウンによって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気と共にサプレッション・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ェル内が満たされるため、ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は、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酸素ガス濃度は1vol%未満（約0.1vol%）である。また、ドライウェル内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.006MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.002MPa[abs]未満）である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約3vol%であり、サプレッション・チェンバ内の全圧が0.43MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧は少なくとも0.42MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生の約12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、ドライウェルにおいて約1.2vol%、サプレッション・チェンバにおいて約2.8vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等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。</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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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3.2.4-2表、第3.2.4-5図及び第3.2.4-6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）はドライウェルにおいて約1.2vol%、サプレッションチェンバにおいて約2.8vol%、また、第3.2.4-2表、第3.2.4-3図及び第3.2.4-4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1.9vol%であることを確認した。</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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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3.2.4-2表、第3.2.4-3図、第3.2.4-4図、第3.2.4-5図及び第3.2.4-6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

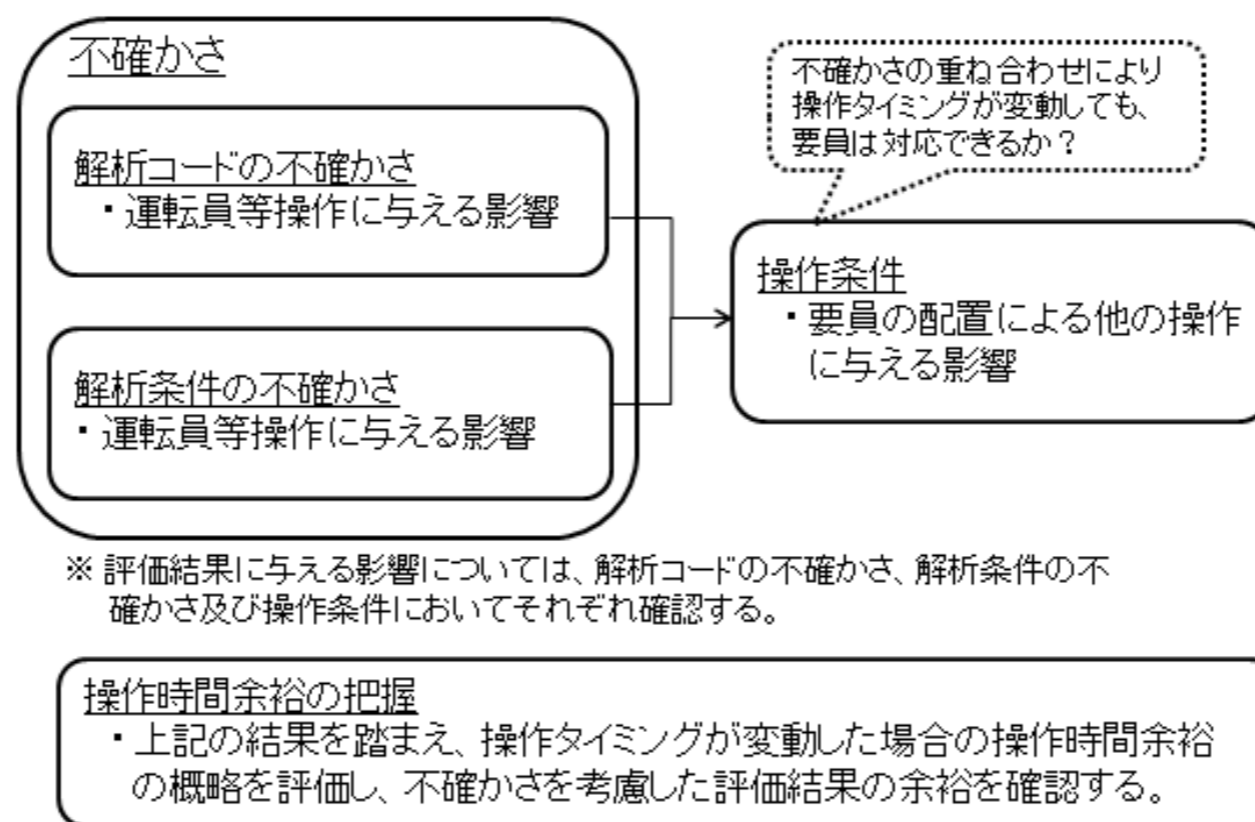
確認内容の概要：

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（島根2号）
<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、「2.7 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及び評価項目となるパラメータ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、「2.5 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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。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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用する場合と同一であることを確認した。</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（島根2号）
<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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<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-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>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から、その中で事象進展に有意な影響を与えられ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 初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約2.5vol%（ドライ条件）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、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 事故条件の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7.8%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は、水素ガス発生量が増加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、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、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、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、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作については、「3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において、成立性を確認している。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>1)</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（（沸騰状態の場合）水素：0.4 分子/100eV、酸素：0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素：0.25 分子/100eV、酸素：0.125 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格納容器ベントの判断基準である 4.4vol%（ドライ条件）に到達するのは事象発生から約 85 時間後である。この場合、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の気体の排出を行うことにより、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。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約 2.5vol%（ドライ条件）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、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量の約 7.8%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は、水素ガス発生量の変動する可能性がある。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原子炉代替注水系（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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.2.1.2.3(2)b. 操作条件」にて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-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が早まった場合、第 3.2.4-7 図及び第 3.2.4-8 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 11.7%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 5 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 1.9vol%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。また、仮に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 3.2.4-9 図及び第 3.2.4-10 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 6.2%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 16%程度減少するが、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 2.1vol%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、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、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。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について、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 G 値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第 3.2.4-11 図から第 3.2.4-15 図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象発</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>生から約 85 時間で 4.4vol%に到達するが、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.4vol%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、水蒸気ととも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、減圧沸騰による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%まで低下することから、水素燃焼が発生することはない。格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」と同じであり、格納容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」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、「3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価結果である約4.8TBqを超えることはなく、評価項目である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（島根2号）
<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）」の残留熱代替除去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<u>評価結果</u>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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<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>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用する場合において確認した。</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）」の残留熱代替除去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>※「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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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）」の残留熱代替除去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（島根2号）
<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、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」において、原子炉起動時に窒素ガス制御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、「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、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「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における対策の有効性を確認したことにより、その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>

熔融炉心・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	3.5-4
(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 f	3.5-10
(1) 有効性評価の方法	3.5-10
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.5-11
(3) 有効性評価の結果	3.5-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.5-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.5-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.5-23
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	3.5-23
b. 操作条件	3.5-26
(3) 操作時間余裕の把握	3.5-27
4. 必要な要員及び資源の評価	3.5-28
5. 結論	3.5-29

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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3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

（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」）

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)	破損モード内 CFFに対する割合(%)	最も厳しいPDS選定の考え方	評価対象と選定したPDS
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	2.5E-09	TQUV	1.9E-09	76	<p>【事象 (MCCIに寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ) の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、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いシーケンスが厳しくなる。 ・原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、原子炉格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した溶融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。 ・また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。 ・これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。 ・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とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。 <p>以上より、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの余裕時間の観点から厳しいTQUVを選定する。また、このPDSに全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで、電源の復旧、注水機能の確保等の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する。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	6.0E-10	24		
		LOCA	2.1E-14	<0.1		

（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（島根2号）
<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>1)</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面に流出し、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、ECCS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、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、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であることを確認した。</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>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、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、格納容器下部にコリウムシールドを設置し、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内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ことを確認した。本格格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期の対策として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水並びに原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによる溶融炉心のドライウェルサンプへの流入防止及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止が必要であること、安定状態に向けた対策としては、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器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（島根2号）
<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)</p> <p>(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3.2.2-1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、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA）原子炉水位（燃料域）、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）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、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。原子炉圧力容器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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。なお、原子炉格納容器下部には、あらかじめコリウムシールドを設置する。原子炉圧力容器破損後には、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に切り替える。このため、ペDESTAL水位計、コリウムシールド、大量送水車及びタンク</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
	<p>クローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、コリウムシールド、大量送水車、タンクローリ、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク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 3.2.2-1 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 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。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、原子炉格納容器からの除熱を実施するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内のスプレイを行う。また、原子炉格納容器内に窒素を注入し酸素濃度の上昇を抑制する。このため、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備、可搬式窒素供給装置及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等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代替除去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、残留熱代替除去ポンプ、移動式代替熱交換設備、大型送水ポンプ車、常設代替交流電源設備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、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は、「第 3.2.2-1 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、残留熱代替除去ポンプ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、残留熱代替除去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、安定状態の更なる維持が可能となることが示されている。 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。 ・格納容器安定状態： 溶融炉心・コンクリート相互作用による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。</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 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>(iv) 「第 3.2.2-1 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、原子炉圧力容器温度（SA）、格納容器代替スプレイ流量及びペDESTAL水位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、ドライウエル圧力（SA）、ペDESTAL温度（SA）及びペDESTAL水温度（SA）等並びに、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）、格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）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（島根2号）
<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>③ 残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱の監視のために、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル温度（SA）、ドライウエル圧力（SA）、サプレッション・チェンバ圧力（SA）及びサプレッション・プール水温度（SA）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。 （BWR MCCI の場合） 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。 ① 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系の準備が完了した時点（事象発生から10時間後）する。で実施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。 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>（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。 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"> ・ 高圧原子炉代替注水系起動 ・ 外部電源、非常用ディーゼル発電機等回復操作 ・ 号炉間電力融通、高圧発電機車による非常用高圧母線受電 ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系による原子炉注水 ・ 逃がし安全弁用制御電源確保、逃がし安全弁窒素ガス供給系、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧 ・ ほう酸水注入系による原子炉注入 ・ 高圧／低圧注水機能回復操作サプレッション・プール水 pH 制御系起動 ・ 復水輸送系、消火系による格納容器スプレイ ・ ドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱 ・ 格納容器内雰囲気計装による水素濃度及び酸素濃度監視 ・ 燃料プール冷却系起動 ・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ停止 ・ 格納容器フィルタベント系による格納容器ベント操作
<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>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 1.7 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 1.8 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」、「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」、「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 1.11 使用済燃料貯蔵層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の実手順も含めて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</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「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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>設備（常設、可搬、計装）については、「第3.2.2-1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>
<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。 ※「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。 （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)</p> <p>（i）本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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）、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、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替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。 （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)</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3.2.1-2 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要」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</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3.2.1-2 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要」、「3.2.2.1(3) 格納容器破損防止対策」及び「3.2.5.1(3) 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「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 原子炉スクラム・タービントリップ：平均出力領域計装により確認 原子炉への注水機能喪失の確認：中央制御室にて状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等にて機能喪失を確認</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>とを確認。</p>	<p>炉心損傷の確認：格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、なお格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷発生の判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上（1点以上）となった場合に炉心損傷を確認</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧の判断：原子炉水位の低下が継続し、燃料棒有効長底部から燃料有効長の20%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（自動減圧機能付き）2個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期注水開始の判断：格納容器スプレイ流量は120m³/hとし、コリウムシールド上面から2.4m（注水量約225m³）まで初期水張りを実施後、格納容器スプレイを停止する。原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部注水に切り替え、崩壊熱相当に余裕を見た量を注水する。</p> <p>原子炉圧力容器破損：原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器破損を速やかに判断するためにペDESTAL水温度等を継続監視する。ペDESTAL水温度の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウェル圧力の急激な上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が0.25MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水：格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部注水を停止後、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は崩壊熱相当に余裕を見た流量にて継続して行う。</p> <p>残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱の判断：原子炉補機代替冷却系による冷却水の供給がされていること、残留熱代替除去系の電源が確保されていることを確認、残留熱代替除去系により循環流量120m³/hにて原子炉格納容器内にスプレイを行う、残留熱代替除去系起動により、格納容器圧力・温度が低下している場合、残留熱代替除去系の運転継続可能と判断する。（解析上は事象発生から10時間後）</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>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)</p> <p>(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1.7 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1.8 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」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1.7 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1.8 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」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、中央制御室からの高圧代替注水系起動等、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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「2.3.5 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>2.3.5 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) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」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>

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（島根2号）
<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、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗+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を起因とするシーケンスを除外し、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事故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)</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、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。</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。</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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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、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、操作条件の不確かさとして、「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」に起因して生じる運転員等の開始時間の変動が操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認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、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（島根2号）
<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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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)</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 外部電源は使用できないものと仮定する。電源復旧のための対応時間を厳しく見積もるため、全交流動力電源喪失を想定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) 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高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失^{※1}を想定する。また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※2}ものとする。</p> <p>※1 逃がし安全弁（逃がし弁機能）は健全だが、自動減圧機能作動条件（低圧 ECCS ポンプ運転）を満たしていないため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）は作動しない。</p> <p>※2 低圧原子炉代替注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧原子炉代替注水系機能喪失を想定。ペDESTAL代替注水系（可搬型）等、大量送水車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3.2.2-2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</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3.2.5-2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5.4時間後の原子炉圧力容器破損時に生じていることを確認した。なお、その際の落下する溶融炉心量については、補足説明資料（「24. 格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮」）において、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℃到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、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以上の流量で注水を行うこととしており、溶融炉心が原子炉</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>考慮していることを確認。</p>	<p>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・チェンバのプール水でのスクラビング等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て設計漏えい率を基に評価した値を用いることを確認した。また、原子炉格納容器貫通部内における粒子状放射性物質の捕集効果による除染係数は 10 とすることを確認した。非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率 1 回/日相当を考慮するが、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものと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>
<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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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 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>2)</p> <p>(i) 機器条件として、<u>原子炉圧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。原子炉圧力容器の破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水流量は、溶融炉心の崩壊熱相当に余裕をみた流量とする残留熱代替除去系による原子炉格納容器内のスプレイ流量は、120m³/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3.2.2-2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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量： 格納容器温度及び圧力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120m³/hとする。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）の流量： 溶融炉心冷却が継続可能な流量として、原子炉圧力容器破損後の崩壊熱相当に余裕を見た注水量にて原子炉格納容器下部に注水する。</p> <p>残留熱代替除去系の流量： 120m³/hにて格納容器内にスプレイする。原子炉補機代替冷却系の設計値（残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量120m³/hとした場合）として設定。また、残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は約6MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度30℃において）とする。</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「2.3.2 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（島根2号）
<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)</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、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>原子炉急速減圧操作： 「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、運転員（中央制御室）1名であり、逃がし安全弁の手動操作に10分以内を設定しており、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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部注水操作： 「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、本操作に係る要員は、SA電源切替盤を使用した場合には、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合に25分以内で可能であり、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と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（可搬型）による格納容器下部注水操作： 「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、本操作に係る要員は、SA電源切替盤を使用した場合には、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合に25分以内で可能であり、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>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部注水操作： 「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、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間を全交流動力電源が喪失している場合には40分以内、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合には、緊急時対策要員12名にて実施した場合には2時間10分以内としており、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>原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保： 「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、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（SA電源切替盤を使用した場合）には、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内としており、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>残留熱代替除去系による格納容器除熱操作： 「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、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、30分以内で可能であるとしており、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 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。原子炉圧力容器破損前において、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合に開始する格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、ドライウェル水位が0.23m（原子炉格納容器下部水位3.88m）に到達した場合に停止する。破損原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、ペDESTAL水位が2.4mに到達した場合に停止する。原子炉圧力容器の破損後の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に実施し、ドライウェル水位がドライウェル床面+1.0mに到達した場合に停止する。残留熱代替除去系による原子炉格</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>納容器からの除熱の開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備時間等を考慮して、事象発生から10時間後とすることを確認した。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 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保は、重大事故等対応要員の現場での連続した操作（資機材配置及びホース敷設、系統水張り、起動）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（島根2号）
<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、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （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。 （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確認できるパラメータを確認。 (BWR MCCI の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉水位対策の効果： ・ 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>	<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。</p> <p>① 「3.2.5.2 (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おそれに至るプロセス、初期の格納容器破損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3.2.5-2 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3.2.5-3 図及び第3.2.5-4 図により、格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、残留熱代替除去系が作動していることを確認した。</p> <p>④ 第3.2.5-10 図及び3.2.5.2(3) 有効性評価の結果より、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水位は約2.4m 確保されていること、これにより溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約4cm 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。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>(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> <ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器下部壁面及び床面の侵食深さの推移 ② 格納容器圧力及び温度 ③ 格納容器内の気相濃度 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、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. 事象発生から約1.1時間後に炉心損傷に至る。事象発生から約3.1時間後に原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を開始する。原子炉圧力容器が破損に至り溶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5.4時間後）において約2.4mのペDESTAL水位が確保され、溶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で0cm、壁面で約4cmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。 b. 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、サプレッション・チェンバ内の水素濃度は13vol%を超えるが、酸素濃度は約2.5vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。 c. 原子炉圧力容器の破損時に、溶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、原子炉格納容器内の圧力は約193kPa[gage]、温度は約123℃に抑えられる。 d. 溶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溶融炉心を冷却し、事象発生から10時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による格納容器スプレイを開始することで、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、原子炉格納容器内の最高圧力は544kPa[gage]、最高温度は約171℃に抑えられ、安定状態へ移行させることができる。 e. 原子炉格納容器から環境へのCs-137の放出について、原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じて設計漏えい率を基に評価した値を用いる。保守的に原子炉建物内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約0.56TBq（7日間）となり、100TBqを下回っている。 <p>① 第3.2.5-11図にあるとおり、溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶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では、原子炉格納容器下部床面に設置したコリウムシールドの侵食は生じず、壁面の侵食は約4cmに抑えられことから、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3.2.5-3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544kPa[gage]に抑えられ、限界圧力853kPa[gage]を下回っていることを確認した。第3.2.5-4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171℃であり、限界温度200℃を下回っていることを確認した。</p> <p>③ 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は、原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食量が約4cmであるため、約11kg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423kgの水素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。このため、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が格納容器圧力に与える影響は小さい。なお、ドライウエルよりも大きな値となるサプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約9.9vol%以上、ドライ条件で約24.7vol%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1.6vol%、ドライ条件で約2.5vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用によって、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-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、上記の酸素濃度（ウェット条件で1.6vol%、ドライ条件で2.5vol%）以下になるものと考えられる。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。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>④ 環境への Cs-137 の放出量</p>	<p>④ 原子炉格納容器からの除熱は、残留熱代替除去系で実施していることから管理放出はなく、建物からの設計漏えいのみである。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 0.57TBq（30 日間）及び約 0.58TBq（100 日間）であり、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(i)を、上記c.及びd.より評価項目(a)及び(b)を、上記f.より評価項目(c)を、上記b.より評価項目(f)を満足している。さらに、上記b.及びd.より、評価項目(g)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>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>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、<u>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し、事象発生から10時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による格納容器スプレイを開始することで、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、原子炉格納容器内の最高圧力は544kPa[gage]、最高温度は約171℃に抑えられ、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3.2.5-3図及び第3.2.5-4図にあるとおり、事象発生から10時間後、残留熱代替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0.57TBq（30日間）及び約0.58TBq（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

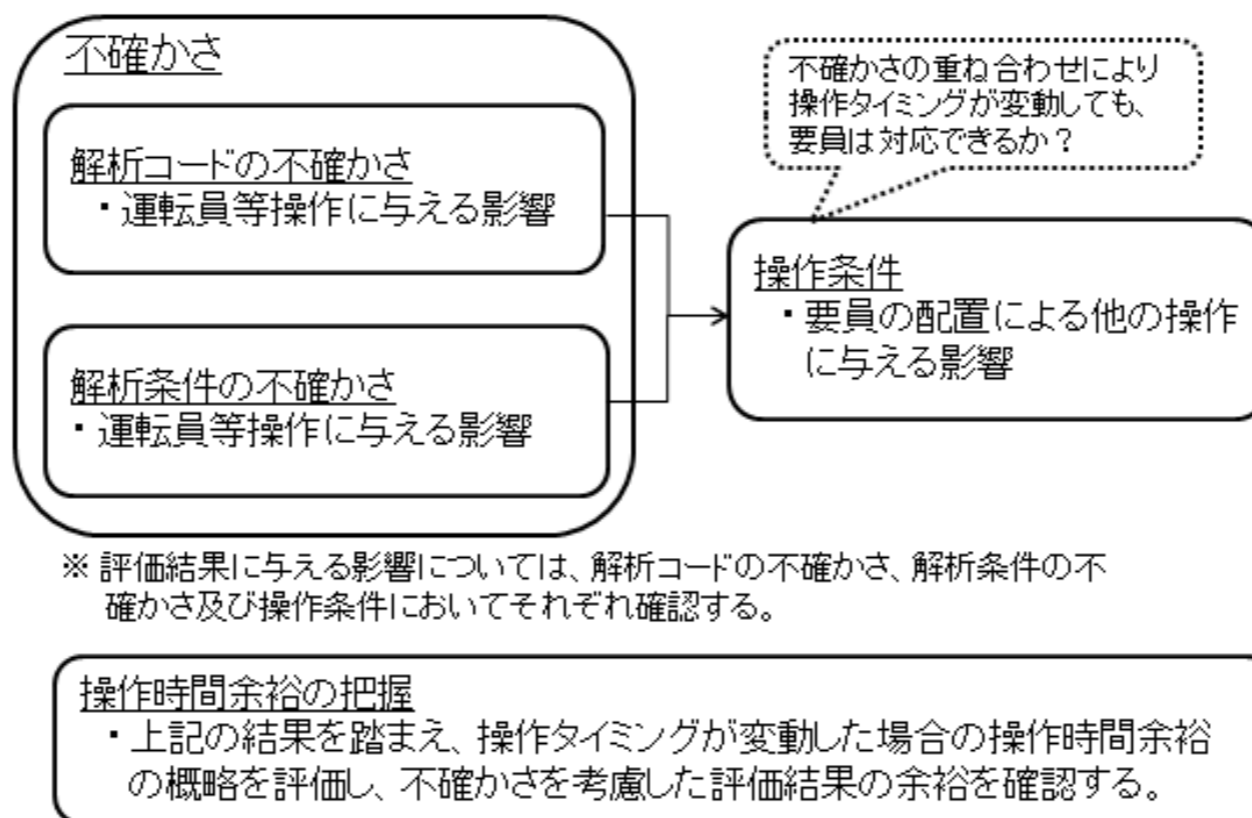
確認内容の概要：

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（島根2号）
<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、「2.7 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及び評価項目となるパラメータ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、「2.5 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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代替スプレイ冷却系（可搬型）による水張り操作及び熔融炉心落下後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による格納容器下部への注水操作であることを確認した。</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（島根2号）
<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</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、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、炉心溶融開始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圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、FP挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析によりFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認した。 ・ 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5.4時間後）が、十数分早まる程度である。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後のドライウェル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>(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>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)</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>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。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炉格納容器下部の床面で 0cm、壁面で約 13cm であり、評価項目 (i) を満足することに変わりはない。また、この場合、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 13vol% を上回るが、酸素濃度は約 4.1vol% 以下であり、評価項目 (f) 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 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、炉心溶融開始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 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ものの、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.3 時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、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。

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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"> ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 ・ 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により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、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。 ・ 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について、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較している。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）が、最も水への伝熱面積が小さいことを確認した。また、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、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0cm、壁面で約13cm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並びに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（島根2号）
<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</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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>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原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位に応じて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構造材の扱いについて、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板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構造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、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、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>1)</p> <p>（i）解析条件が評価結果に与える影響については、<u>解析条件では、高めの燃焼度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が大きくなる。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、原子炉格納容器下部の構造部材について、内側鋼板及びリブ鋼板は考慮していない。最確条件の場合には、内側鋼板及びリブ鋼板に期待でき、これらの融点はコンクリートより高いため、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。なお、仮に内側鋼板が侵食され、その支持機能に期待できない場合でも、外側鋼板のみで支持機能を維持できることから、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。評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし、原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できない場合、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 3.3 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ペDESTALの床面で 0cm、壁面で約 4cm であり、評価項目（i）を満足することに変わりはない。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 13vol%以上及び約 2.9vol%以下であり可燃限界に至らないことから、評価項目（f）を満足することに変わりはない</u>ことを確認した。</p> <p><u>コリウムシールドの侵食開始温度の不確かさについて、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない</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 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、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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>② 溶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 溶融炉心の堆積に関する影響を確認</p>	<p>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水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0cm、壁面で約13cm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41kg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422kgの水素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構造材の扱いについて、解析条件の内側鋼板、リブ鋼板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構造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及びリブ鋼板の耐熱の効果により、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 注水機能失敗」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0cm、壁面では約4cm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、サプレッション・チェンバよりも大きな値となるドライウエルにおいて、ウェット条件で約0.1vol%以上、ドライ条件で約24.8vol%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）においてもウェット条件で約2.4vol%、ドライ条件で約2.9vol%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 溶融炉心の堆積に関して、<u>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を抑制した場合を想定した感度解析を実施しているが、この場合では、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなるため、溶融炉心の冷却が促進される傾向となることから、評価項目（i）及び（f）を満足することに変わりはない</u>ことを確認した。</p> <p><溶融炉心の床ドレンサンプへの影響について> 補足説明資料「27. 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウエル床ドレンサンプの影響について」において、格納容器下部からドライウエル床ドレンサンプへの配管内での溶融炉心の凝固距離に関して、配管内での模擬溶融炉心の凝固距離に関連する既往実験の知見を基に、実機における溶融炉心の物性及び流路構造を踏まえて溶融炉心の凝固距離を評価した。その結果、原子炉格納容器下部とドライウエル床ドレンサンプを接続するドレン配管内に流入した溶融炉心はドレン配管内で凝固し、ドライウエル床ドレンサンプには到達し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

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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を確認。</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 溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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、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。</p> <p>② 溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、中央制御室の運転員で行う操作であり、他の操作との重複も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>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る操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）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（島根2号）
<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 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)</p> <p>(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 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による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 3.1 時間後であり、原子炉格納容器下部への注水準備は、事象発生から約 2.5 時間で完了することから、約 0.6 時間の余裕がある。その後、原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃で注水を開始し、約 1.9 時間後（事象発生から約 5.0 時間後）に、ペDESTAL水位 2.4m まで注水できることから、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損まで、約 0.4 時間の時間余裕がある。</p> <p>ことを確認した。また、操作条件のペDESTAL代替注水系（可搬型）による溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約 5.4 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 5.4 時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に原子炉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し、溶融炉心が露出するまでには約 1.4 時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作はペDESTAL温度、格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</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（島根2号）
<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>(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>(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>(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>確認結果（島根2号）</p> <p>1) 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>(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 本評価事故シーケンスへの対応及び復旧作業に必要な要員は、31名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は45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確保できていることに加え、1号炉の運転員等も対応可能であることから、2号炉の重大事故等への対応と1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、<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、常設代替交流電源設備及び緊急時対策所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</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 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として、約1,941kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約4,800kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。また、緊急時対策所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>(iii) 水源の充足性について、<u>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を事象発生から7日間継続した場合に必要な水は、約600m³である。これに対して、輪谷貯水槽（西1/西2）に約7,000m³の水を保有しており、対応が可能である。残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・チェンバの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</u>ことを確認した。</p> <p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、<u>常設代替交流電源設備を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約12m³、原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約53m³、可搬式窒素供給装置を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約8m³であり、合計約433m³必要である。これに対して、ガスタービン発電機用軽油タンクに約450m³、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約1,225m³の軽油を備蓄しており、対応が可能である。また、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及び緊急時対策所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</u>ことを確認した。</p> <p>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（島根2号）
<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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している格納容器代替スプレイによる原子炉格納容器下部への注水等の対策が、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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」において、原子炉格納容器下部への注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（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、残留熱代替除去系による原子炉格納容器からの除熱等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、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「事故の想定」で示したように、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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」における対策の有効性を確認したことにより、その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、規制委員会は、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が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	4.1-16
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4.1-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4.1-20
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4.1-21
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	4.1-21
b. 操作条件	4.1-23
(3) 操作時間余裕の把握	4.1-24
4. 必要な要員及び資源の評価	4.1-25
5. 結論	4.1-26

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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、燃料プール※の冷却機能又は注水機能の喪失により、燃料プール内の水の温度が上昇し、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「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（島根2号）
<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)</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、燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により、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、「燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、燃料プール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燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール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、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、必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、燃料プールへの注水を行う必要があることを確認した。</p>

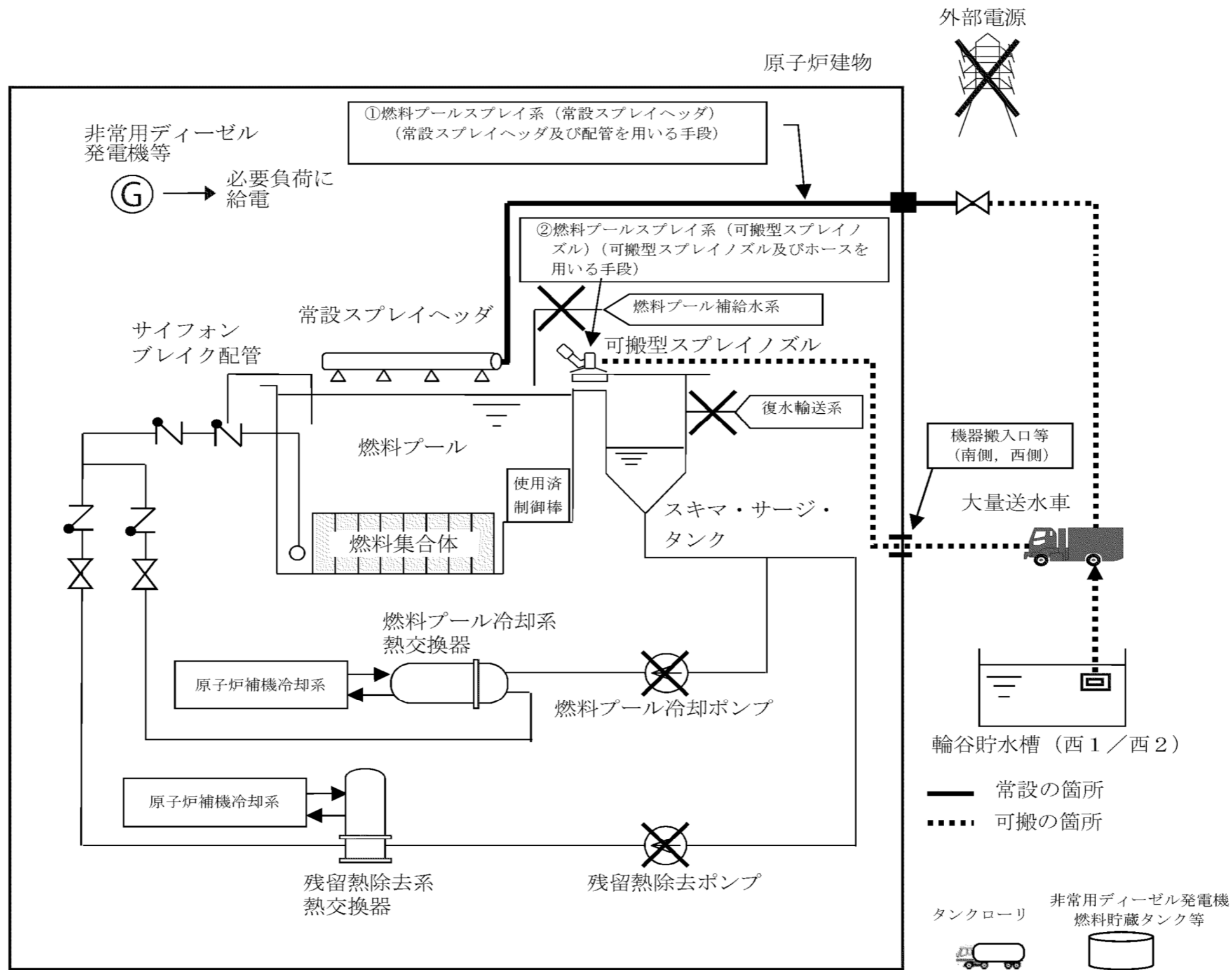
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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)</p> <p>(i) 想定事故1では、燃料プール冷却機能又は注水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、可搬型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3.3.1-1表「想定事故1」の重大事故等対策について」において、残留熱除去ポンプ出口圧力、残留熱除去ポンプ出口流量、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）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、燃料プールの注水を実施する。このため、大量送水車、可搬型スプレインズル及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、燃料プールの状態を監視する。このため、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プール水位計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）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、大量送水車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、大量送水車、可搬型スプレインズル、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及びタンクローリ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、可搬型設備及び関連する計装設備は「第3.3.1-1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、燃料プールの注水を継続し、残留熱除去系又は燃料プール冷却系を復旧し、復旧後は復水輸送系等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。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って、安定状態後の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>(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、可搬型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3.3.1-1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、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）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 燃料プールの水位が低下し始める事象発生約7.9時間後から蒸発量に応じた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 有効性評価上は期待していないもの、実際には行う対策が網</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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プール注水 ・ 燃料プール冷却機能回復操作 ・ 燃料プール注水機能回復操作 ・ 消火系による燃料プール注水 <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」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、可搬型、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬型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3.3.1-1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、対策に関する主要機器・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。 <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)</p> <p>(i) 燃料プールへの注水に関連する設備として、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ホース及び輪谷貯水槽（西1／西2）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)</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3.3.1-2 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（島根2号）
<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>(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3.3.1-2図「想定事故1」の対応手順の概要」、「3.3.1.1(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> <p>①「想定事故1」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>燃料プールの冷却機能喪失</u>：中央制御室にて各機器の停止を以下により確認する。</p> <p> 残留熱除去系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</p> <p> 燃料プール冷却系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</p> <p><u>燃料プールの注水機能喪失</u>：中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する。</p> <p> 残留熱除去系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</p> <p> 復水輸送系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</p> <p> 燃料プール補給水系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</p>
<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> <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 	<p>5)</p> <p>(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1.14 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、燃料プール冷却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。</p> <p>④ 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。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「2.3.5 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>2.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>でいること。</p>	<p>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) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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>(2) 有効性評価における操作時間は、「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」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3.3.1-1図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図
(燃料プールへの注水)

想定事故 1

操作項目	実施箇所・必要人員数				操作内容	経過時間（分）						経過時間（時間）											備考			
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		5	6	7
操作項目	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡	事象発生 ▽ プラント状況判断 約7.9時間 燃料プール水温100℃到達 燃料プールのスプレイ系による注水開始																					
	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮																						
	通報連絡者	緊急時対策 本部要員	5人	初動での指揮 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)																						
状況判断	1人 A	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失確認 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認 燃料プール冷却機能喪失確認 燃料プール注水機能喪失確認 燃料プール水位・温度監視 	10分																				
燃料プール 冷却機能回復操作	—	—	—	—	残留熱除去系, 燃料プール冷却系 機能回復																				評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する	
燃料プール 注水機能回復操作	—	—	—	—	残留熱除去系, 燃料プール補給水系, 復水輸送系 機能回復																				評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する	
燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレインゾル）による燃料プール注水	—	—	—	14人 a~n	<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護具準備 大量送水車による燃料プールへの注水準備（大量送水車配置, ホース展張, 接続） 原子炉建物内ホース敷設, 可搬型スプレインゾル準備 	10分																				
	—	—	—	(2人) a, b	大量送水車による燃料プールへの注水																				適宜実施	
燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プール注水	—	—	—	—	大量送水車による燃料プールへの注水																				評価上考慮せず 注水不可の場合は可搬型スプレインゾルにより対応する	
燃料補給準備	—	—	—	2人 o~p	<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護具準備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給 	10分																			タンクローリ残量に応じて適宜非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から補給	
燃料補給作業	—	—	—	—	大量送水車への補給																				適宜実施	
必要人員数 合計	1人 A	—	—	16人 a~p																						

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

原子炉運転中における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、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収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。

第 3.3.1-3 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（島根2号）
<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> <p>・ 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。（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>	<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へ与える影響、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>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、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。</u>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（通常水位から約2.6m下）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とすることを確認した。具体的には、想定事故1では、燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い燃料プール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燃料プール水位が緩慢に低下するが、燃料プールへの注水により、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料棒有効長頂部は冠水が維持されることを確認した。</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（島根2号）
<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>(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>(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>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、燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失として、燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失により、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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> <p>③燃料プールに隣接する原子炉ウエルの扱いを確認。</p>	<p>認した。</p> <p>② 初期条件として、事象発生時の燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約7.8MW、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。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>③ その他の条件については、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> <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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>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"> 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)</p> <p>(i) 機器条件として、燃料プールの流量は可搬型スプレインズルの設備容量を踏まえ、48m³/h 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3.3.1-2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>燃料プールへの注水流量：燃料プールへの注水は、大量送水車1台を使用するものとし、崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る48m³/hにて注水する。</p> <p>放射線の遮蔽が維持できる燃料プール最低水位：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（通常水位から約2.6m下）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</p> <p>（※）原子炉建物原子炉棟4階での緊急時対策要員の作業及び現場作業員の退避の時間は2時間以内であり、被ばく量は最大でも20mSv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。</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1において、安全機能の喪失を仮定している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「2.3.2 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)</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 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>燃料プールへの注水：「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12名で2時間50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>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給：「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、保管場所への移動に30分、タンクローリの健全性確認・配置に15分、補給準備に65分、補給等に40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>タンクローリから大量送水車への給油：「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・給油準備に15分、給油等に15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>② 燃料プールへの注水：燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から約7.9時間を設定しているが、注水開始が遅れた場合でも、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1.7日後であり、十分な時間余裕があること</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>を確認した。</p> <p>③ <u>燃料プールへの注水</u>：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7.9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2時間50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（島根2号）
<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 ・ 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)</p> <p>(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3.3.1-4図に示されるとおり、燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失してから事象発生から約7.9時間後に100℃に到達することを確認した。</p> <p>③ 第3.3.1-4図に示されるとおり、事象発生から約7.9時間後に燃料プールへの注水を開始することで、燃料プール水位は、水位低下することなく通常水位のままであることを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、大量送水車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>(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、燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により、燃料プール内の水温が約7.9時間後に100℃に到達し、この時点で燃料プールへの代替注水を開始する。代替注水の流量は48m³/hであり、崩壊熱により燃料プール水温が100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約13m³/hを上回っていることから、燃料プール水位は通常水位から低下することなく、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とを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料棒有効長頂部の水位は通常水位から約7.4m下である。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位から約2.6m下である。第第</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>3.3.1-4図に示されるとおり、事象発生から約7.9時間後に、燃料プールの水温が100℃に到達するが、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、水位を維持することが可能であることから、燃料棒有効長頂部の冠水が維持され、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 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) 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>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は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)</p> <p>(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(通常水位から約2.6m下)となるまでに大量送水車による代替注水を行えること、大量送水車の注水流量(48m³/h)は崩壊熱による水の蒸発量(約13m³/h)よりも大きいことから燃料プールの水位を維持できること、燃料プールでは燃料が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臨界未満となるため、未臨界は維持されることから、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：

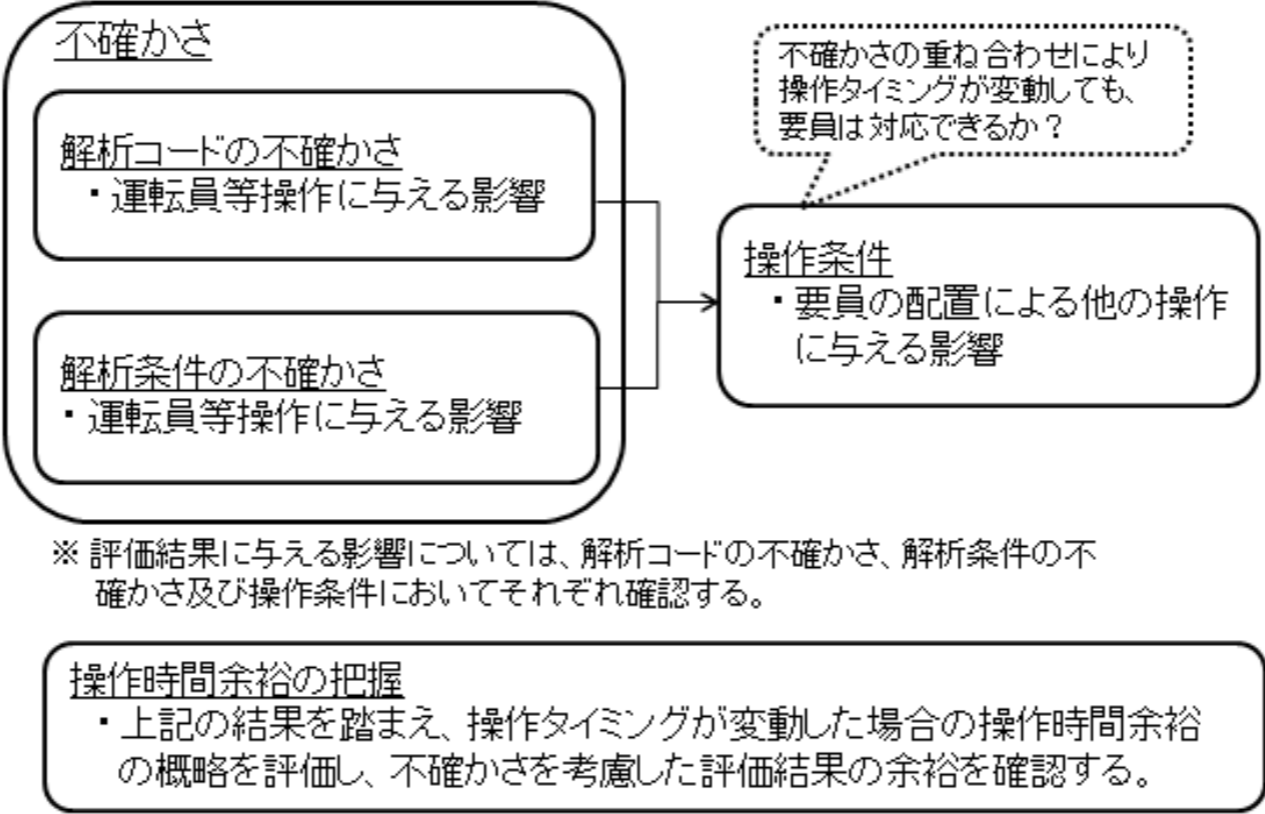
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「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（島根2号）
<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> <hr/> <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>1)</p> <p>(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、「2.7 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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> <hr/> <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、燃料プールの冷却機能喪失による異常の認知を起点に準備を開始する燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水であることを確認した。注水の開始は事象発生から約7.9時間後としているが、それまでに燃料プールの冷却機能の喪失による異常を認知できる時間があり、認知の遅れによって、操作開始時間に与える影響はない。</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（島根2号）
<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（島根2号）
<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燃料プール初期水温の影響を確認。</p> <p>③燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④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)</p> <p>(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が、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作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17℃～約40℃）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、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作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、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作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であり、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となるが、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作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燃料プール初期水温の影響を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(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、初期水位を最確条件とした場合でも、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、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7.8MW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7.8MW）より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 初期水温の変動を考慮し、最確条件の水温（約17℃～約40℃）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（島根2号）
<p>③燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④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>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（通常水位から約0.27m下）とした場合であっても、放射線の遮蔽を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1.5日後であり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、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>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べてわずかであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が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1.4日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能となることから、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（島根2号）
<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)</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 想定事故1においては、燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作に着手するが、この操作は中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名による操作を想定しており、当該操作は他の操作との重複がないことから、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、大量送水車への燃料補給操作は緊急時対策要員2名による操作を想定している。</p> <p>② 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による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、燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約7.9時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から3時間10分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が100℃に到達する時点である事象発生から約7.9時間後に対し、十分な時間余裕があることを確認した。</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（島根2号）
<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)</p> <p>（i）燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による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 燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約7.9時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から3時間10分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が100℃に到達する時点である事象発生から約7.9時間後に対し、十分な時間余裕がある。また、注水が遅れた場合でも、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（通常水位から約2.6m下）に到達するのは事象発生から約1.7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（島根2号）
<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)</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 本想定事故への対応及び復旧作業に必要な要員は、24名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43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確保できていることに加え、重大事故等発生時に必要な1号炉の対応操作は、運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能であり、2号炉の重大事故等に対処する要員に影響を与えないこと、また、2号炉の各資源にて原子炉及び燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、1号炉の各資源にて1号炉の燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能であることから、1号炉に重大事故等が発生した場合にも、2号炉の重大事故等時対応への影響はないことを確認した。</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 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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常設代替交流電源設備等による電源供給を想定した場合においても、2号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、常設代替交流電源設備等に含まれることから、常設代替交流電源設備等による電源供給が可能であることを確認した。</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、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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、約2,100m³である。これに対して、輪谷貯水槽（西1/西2）に約7,000m³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、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約700m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約8m³であり、合計約720m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³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（島根2号）
<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、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>燃料プールの「想定事故1」に対して、申請者が燃料損傷防止対策として計画している燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による貯蔵槽内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>「想定事故1」において、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>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、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 4.2-23
 - (3) 操作時間余裕の把握 4.2-24
- 4. 必要な要員及び資源の評価 4.2-25
- 5. 結論 4.2-26

島根原子力発電所2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（島根2号）
<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燃料プール※の水の小規模な喪失が発生し、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「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（島根2号）
<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>(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>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、サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、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、燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により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、燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため、燃料プール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、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) 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、サイフォン現象等による水の漏えいを停止し、燃料プールへの注水を行う必要があることを確認した。</p>

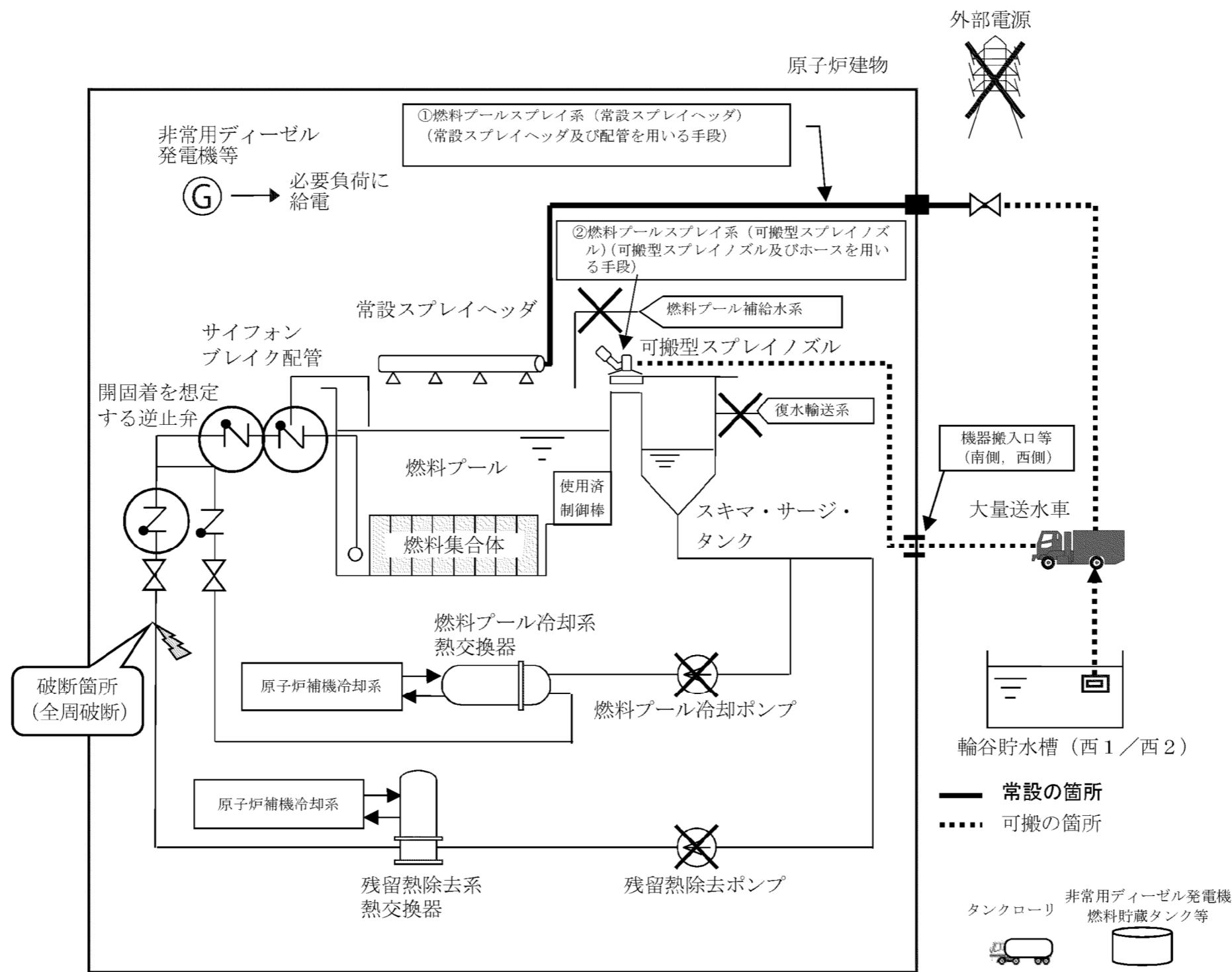
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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)</p> <p>(i) 想定事故2では、燃料プール水位の低下を確認する必要があるが、これを確認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3.3.2-1表「想定事故2」の重大事故等対策について」において、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）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、燃料プールからの水の漏えいを停止する。このため、燃料プール（サイフォン防止機能を含む。）を重大事故等対処設備として位置付ける。燃料プールの注水（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。このため、大量送水車、可搬型スプレイノズル及びタンクローリを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、燃料プールの状態を監視する。このため、燃料プール水位・温度計（SA）、燃料プール水位計（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）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燃料プールからの水の漏えいの停止及び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、大量送水車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、大量送水車、可搬型スプレイノズル、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等及びタンクローリ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3.3.2-1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4.2.3）において、燃料プールの注水（可搬型スプレイノズル）による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系を復旧し、復旧後は復水輸送系等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。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2の場合)</p> <p>①可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による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3.3.2-1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、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プール水位（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）、燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）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>事象発生約7.6時間後から燃料プールの注水（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を行うことで蒸発量に応じた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</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>

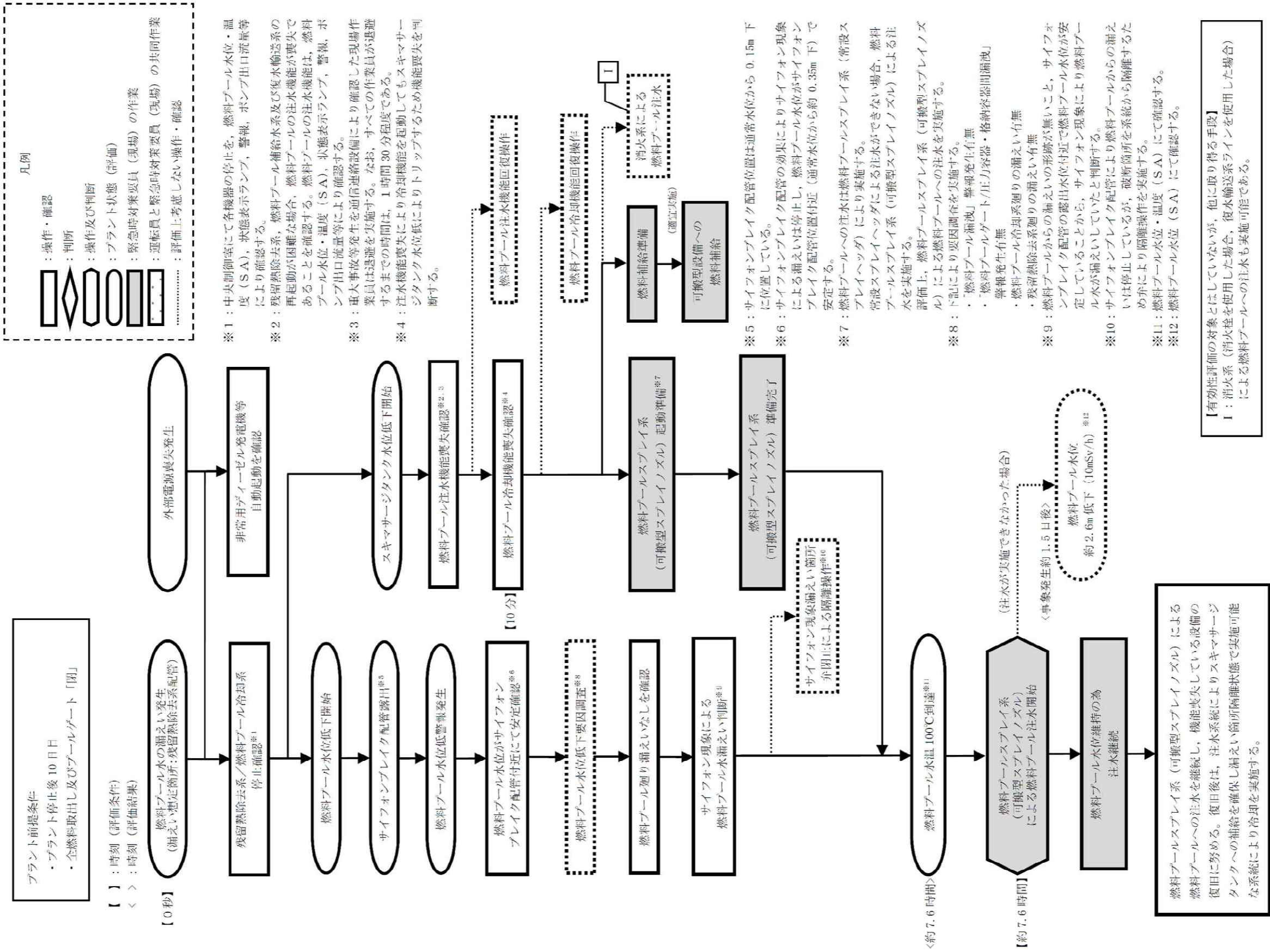
審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<p>る項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プール注水 ・ 燃料プール冷却機能回復操作 ・ 燃料プール注水機能回復操作 ・ 消火系による燃料プール注水 <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」、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、可搬型、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3.3.2-1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、対策に関する主要機器・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)</p> <p>(i) 使用済燃料プールへの注水に関連する設備として、大量送水車、可搬型スプレイノズル、ホース及び輪谷貯水槽（西1/西2）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>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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>①「第3.3.2-2 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3.3.2-2 図「想定事故2」の対応手順の概要」、「3.3.2.1(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>燃料プール水位低下</u>：燃料プール水位低警報により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>：燃料プールからの漏えいの形跡が無いこと、サイフォンブレイク配管の露出水位付近で燃料プール水位が安定していることから、サイフォン現象による漏えいであることを判断</p> <p><u>燃料プールの注水機能喪失</u>：中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する。</p> <p>残留熱除去系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</p> <p>復水輸送系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</p> <p>燃料プール補給水系：燃料プール水位・温度（SA）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等</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)</p> <p>(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1.14 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、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、「2.3.5 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（島根2号）
<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>2.3.5 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) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、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> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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>(2) 有効性評価における操作時間は、「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」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3.3.2-1図 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図
（燃料プールへの注水）



第3.3.2-2 図 「想定事故2」の対応手順の概要

想定事故2

操作項目	実施箇所・必要人員数			操作内容	経過時間(分)						経過時間(時間)						経過時間(日)			備考			
	責任者	当直長	1人		10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9		10	11	5
操作項目	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡	事象発生 ▽ プラント状況判断 約7.6時間 燃料プール水温100℃到達 燃料プールのスプレイ系による注水開始																		
	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮																			
	通報連絡者	緊急時対策 本部要員	5人	初動での指揮 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)																				
状況判断	1人 A	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水漏えい発生確認 外部電源喪失確認 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認 燃料プール水位がサイフォンブレイク配管付近にて安定確認 燃料プール注水機能喪失確認 燃料プール冷却機能喪失確認 燃料プール水位・温度監視 	10分	適宜実施																	
燃料プール冷却機能回復操作	—	—	—	残留熱除去系, 燃料プール冷却系 機能回復																			評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プール注水機能回復操作	—	—	—	残留熱除去系, 燃料プール補給水系, 復水輸送系 機能回復																			評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プール水位低下要因調査	(1人) A	—	—	警報確認による要因調査	10分																		評価上考慮せず
	—	2人 B, C	—	現場確認	1時間																	評価上考慮せず	
	—	—	—	隔離操作	適宜実施																		評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プール注水	—	—	14人 a~n	<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護具準備 大量送水車による燃料プールへの注水準備(大量送水車配置, ホース展張, 接続) 原子炉建物内ホース敷設, 可搬型スプレイノズル準備 	10分	2時間50分																	
	—	—	(2人) a, b	大量送水車による燃料プールへの注水	適宜実施																		
燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プール注水	—	—	—	大量送水車による燃料プールへの注水																			評価上考慮せず 注水不可の場合は可搬型スプレイノズルにより対応する
燃料補給準備	—	—	2人 o~p	放射線防護具準備	10分																		
	—	—		非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給	2時間30分																	タンクローリ残量に応じて適宜非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から補給	
燃料補給作業	—	—	—	大量送水車への補給	適宜実施																		
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	16人 a~p	原子炉運転中における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、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収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 3.3.2-3 図 「想定事故2」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（島根2号）
<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>※ 「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>(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>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。(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へ与える影響、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>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、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。</u>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(通常水位から約2.6m下)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。</u>具体的には、想定事故2では、残留熱除去系配管の破断発生後、サイフォン現象による燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって燃料プール水位は低下する。サイフォンブレイク配管による漏えい停止及び燃料プールへの注水により、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料棒有効長頂部は冠水が維持されることを確認した。</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（島根2号）
<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>(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ォ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示されることが示されれば、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ォ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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>(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 燃料プールに隣接する原子炉ウェルの扱いを確認。</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 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、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、残留熱除去系配管の全周破断が発生すると想定する。同時に、燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁が異物の弁への噛み込みにより開固着し、逆止弁機能が十分に働かないと想定する。また、水位は瞬時に低下するものとし、その水位は、対策として実施するサイフォンブレイク配管の効果により、通常水位から約0.35m下とする。これらに重畳して、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、事象発生時の燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱は約7.8MW、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、燃料プールと原子炉ウェ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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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"> 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)</p> <p>(i) 機器条件として、<u>燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の流量は可搬型スプレイノズルの設備容量を踏まえ、48m³/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3.3.2-2表 主要評価条件（想定事故2）」等より、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>燃料プールへの注水流量</u>：燃料プールへの注水は、大量送水車1台を使用するものとし、崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る48m³/hにて注水する。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる燃料プール水位</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（通常水位から約2.6m下）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」とする。</u></p> <p>（※）原子炉建物原子炉棟4階での緊急時対策要員の作業及び現場作業員の退避の時間は2時間以内であり、被ばく量は最大でも20mSv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。</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「2.3.2 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（島根2号）
<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)</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 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>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12名で2時間50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><u>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給</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、保管場所への移動に30分、タンクローリの健全性確認・配置に15分、補給準備に65分、補給等に40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>タンクローリから大量送水車への給油</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・給油準備に15分、給油等に15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>② <u>燃料プールへの注水</u>：燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から約7.6時間後を設定しているが、注水開始が遅れた場合でも、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1.5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>燃料プールへの注水</u>：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約7.6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2時間50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（島根2号）
<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>(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 ・ 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)</p> <p>(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3.3.2-4図に示されるとおり、サイフォン現象によって、燃料プール水が流出し、燃料プール水位は低下するが、サイフォンブレイク配管により、サイフォン現象による漏えいは停止する（通常水位から約0.35m下）。燃料プール水は事象発生約7.6時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>③ 第3.3.2-4図に示されるとおり、事象発生から約7.6時間後に燃料プールへの注水を開始し、蒸発量に応じた注水により水位を維持することで、燃料プール水位は通常水位から約0.35m下まで低下するに留まることを確認した。</p> <p>④ 上記③に示すように、大量送水車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>(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>残留熱除去系の配管破断により燃料プール内の水位が低下し、サイフォンブレイク配管の効果により燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）で水位の低下が停止する。燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失していることから、燃料プール内の水温が約7.6時間後に100℃に到達し、この時点で燃料プールへの代替注水を開始</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（島根2号）
<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>(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>する。代替注水の流量は48m³/hであり、崩壊熱により燃料プール水温が100℃に到達した時の蒸発量を補うために必要な注水量である約13m³/hを上回っていることから、水位は、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）に維持され、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3.3.2-4図に示されるとおり、燃料棒有効長頂部の水位は通常水位から約7.4m下である。また、放射線の遮蔽を維持できる最低水位は通常水位から約2.6m下である。第3.3.2-4図に示されるとおり、事象発生から約7.6時間後までに燃料プール水位は通常水位から約0.35m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、水位を維持することが可能であることから、燃料棒有効長頂部の冠水が維持され、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 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)</p> <p>(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(通常水位から約2.6m下)となるまでにサイフォンブレイク配管により、サイフォン現象による漏えいは停止し、大量送水車による代替注水を行えること、大量送水車の注水流量(48m³/h)は崩壊熱による水の蒸発量(約13m³/h)よりも大きいことから燃料プールの水位を維持できること、燃料プールでは燃料が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臨界未満となるため、未臨界は維持されることから、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：

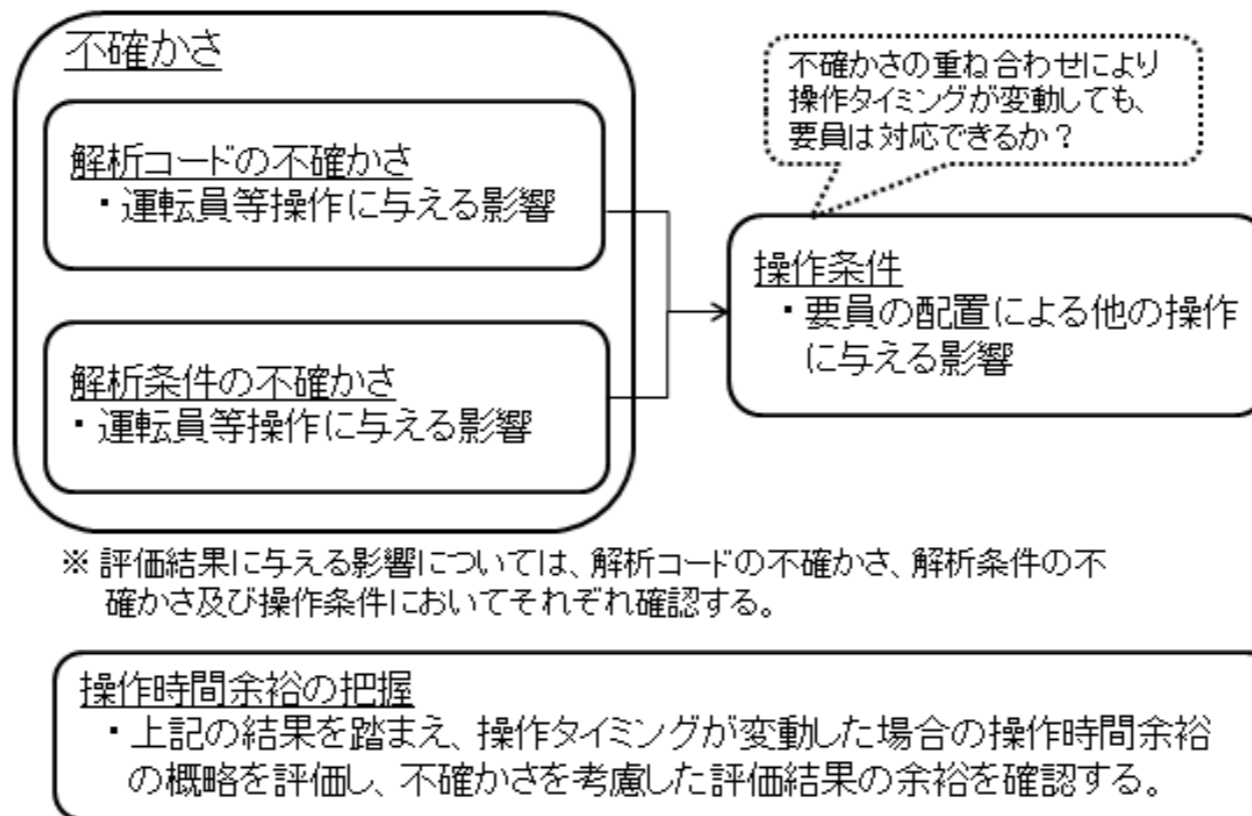
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「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（島根2号）
<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)</p> <p>(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、「2.7 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：「2.7 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：2.7 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>2.7 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、燃料プール水位の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の確認を起点に準備を開始する燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水であることを確認した。注水の開始は事象発生から約7.6時間後としているが、それまでに燃料プール冷却系等の配管破断によるサイフォン現象等による燃料プール水の小規模な喪失の発生と、燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を認知できる時間があり、認知の遅れによって、操作開始時間に与える影響はない。</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（島根2号）
<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（島根2号）
<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燃料プール初期水温の影響を確認</p> <p>③燃料プール初期水位の影響を確認</p> <p>④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)</p> <p>(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が、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は、注水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17℃～約40℃）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、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は、注水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、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は、注水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。また、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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>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2倍程度となるが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた注水操作は、注水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2の場合)</p> <p>①崩壊熱の影響を確認。</p> <p>②燃料プール初期水温の影響を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(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、初期水位を最確条件とした場合、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。さらに、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7.8MW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7.8MW）より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17℃～約40℃）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（島根2号）
<p>③燃料プール初期水位の影響を確認。</p> <p>④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>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（通常水位から約0.27m下）とした場合であっても、漏えいにより瞬時に水位が低下しサイフォンブレイク配管により燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）で停止するとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>④ 自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べてわずかであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が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1.2日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、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4.2.4 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（島根2号）
<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)</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 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、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作に着手するが、この操作は中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名による操作を想定しており、当該操作は他の操作との重複がないことから、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、大量送水車への燃料補給操作は緊急時対策要員2名による操作を想定している。</p> <p>② 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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、燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約7.6時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から3時間10分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が100℃に到達する時点である事象発生から約7.6時間後に対し、十分な時間余裕があることを確認した。</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（島根2号）
<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)</p> <p>（i）燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による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 燃料プールへの注水の開始時間は事象発生から約7.6時間後としているが、実際には、準備時間等を考慮しても事象発生から3時間10分後には注水が可能となる。このため、燃料プール内の水温が100℃に到達する時点である事象発生から約7.6時間後に対し、十分な時間余裕がある。また、注水が遅れた場合でも、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（通常水位から約2.6m下）に到達するのは事象発生から約1.5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（島根2号）
<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>（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>（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>（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)</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 本想定事故への対応及び復旧作業に必要な要員は、26名である。これに対して、運転員、緊急時対策要員等は43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確保できていることに加え、重大事故等発生時に必要な1号炉の対応操作は、運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能であり、2号炉の重大事故等に対処する要員に影響を与えないこと、また、2号炉の各資源にて原子炉及び燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、1号炉の各資源にて1号炉の燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能であることから、1号炉に重大事故等が発生した場合にも、2号炉の重大事故等時対応への影響はないことを確認した。</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 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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常設代替交流電源設備等による電源供給を想定した場合においても、2号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、常設代替交流電源設備等に含まれることから、常設代替交流電源設備等による電源供給が可能であることを確認した。</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、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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、約2,100m³である。これに対して、輪谷貯水槽（西1/西2）に約7,000m³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日間の資源の充足性について、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約700m³、大量送水車を7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約12m³、緊急時対策所用発電機を最大負荷で7日間運転継続した場合に必要となる軽油量は約8m³であり、合計約720m³必要である。これに対して、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に約730m³、緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³、合計約775m³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（島根2号）
<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、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>燃料プールの「想定事故2」に対して、申請者が燃料損傷防止対策として計画しているサイフォンブレイク配管の効果による燃料プールからの水の漏えいの停止及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による貯蔵槽内燃料体等の冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>「想定事故2」において、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>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、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>