

原子炉停止機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 5-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 5-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 5-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 5-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 5-12
(1) 有効性評価の方法	2. 5-12
(2) 有効性評価の条件	2. 5-14
(3) 有効性評価の結果	2. 5-18
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 5-22
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 5-24
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 5-26
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 5-26
b. 操作条件	2. 5-29
(3) 感度解析	2. 5-30
(4) 操作時間余裕の把握	2. 5-31
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 5-32
5. 結論	2. 5-34

東海第二発電所に係る新規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（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「過渡事象+原子炉停止失敗」 ・ 「サポート系喪失（自動停止）+原子炉停止失敗」 ・ 「小破断 LOCA+原子炉停止失敗」 ・ 「中破断 LOCA+原子炉停止失敗」 ・ 「大破断 LOCA+原子炉停止失敗」 <p>なお、本事故シーケンスグループでは、過渡事象を起因とする事故シーケンスと LOCA を起因とする事故シーケンスが抽出されている。本事故シーケンスグループに対しては、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCA を起因とする事故シーケンス（本事故シーケンスグループの③～⑤）の事象進展は LOCA 時注水機能喪失の事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCA を起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及び LOCA に伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シーケンス（本事故シーケンスグループの①）が厳しいと考えられる。また、本事故シーケンスグループでは、ECCS が確保されているシーケンスが抽出されていることから、水位低下に対しては一定の対応が可能と考えられるため、反応度制御の観点で厳しい事故シーケンスを選定することが妥当であると考えられる。更に、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は 1×10^{-11}/炉年未満であり、ほかの事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。これらを踏まえると、反応度制御の観点で厳しい、過渡事象を起因とする事故シーケンス（本事故シーケンスグループの①）は、本事故シーケンスグループにおいて代表性を有していることを確認した。</p>

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定」）

原子炉停止機能喪失	① 過渡事象+原子炉停止失敗	② サポート系喪失（自動停止）+原子炉停止失敗	③ 小破断 LOCA+原子炉停止失敗	④ 中破断 LOCA+原子炉停止失敗	⑤ 大破断 LOCA+原子炉停止失敗	評価				説明
						低	高	高	高	
						低	高	高	高	<p>a. サポート系喪失を起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性によって片区分の複数設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）に起因する事故シーケンスは、原子炉圧力の上昇が早く、反応度印加の観点で厳しい事象であり、事象進展が早いことから「高」とした。また、サポート系喪失（自動停止）は、過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）に比べて事象進展が緩やかであることから「中」とした。さらに、大破断 LOCA を起因とする事故シーケンスは原子炉の減圧に伴い反応度が抑制されることから「低」とし、中破断 LOCA 又は小破断 LOCA を起因とする事故シーケンスは「中」とした。</p> <p>c. 事象進展が早く余裕時間が短い場合、反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きくなることから、着眼点 b. と同様に、過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）を起因とする事故シーケンスを「高」、サポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスを「中」、大破断 LOCA を起因とする事故シーケンスを「低」、中破断 LOCA 又は小破断 LOCA を起因とする事故シーケンスを「中」とした。</p> <p>d. 事故シーケンスグループの中で最も CDF の高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別 CDF に対して 1% 以上の事故シーケンスを「中」、1% 未満の事故シーケンスを「低」とした。</p> <p>a. の着眼点について、②はサポート系 1 区分の喪失を起因としているが、他の区分は健全であるため、対応手段が著しく制限される状態ではない。</p> <p>b. c. の着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして①を抽出した。</p> <p>d. 頻度の観点では①が支配的となった。なお、②～⑤の CDF はいずれも 1×10^{-10}/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した。</p> <p>なお、LOCA を起因とする場合、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に期待することにより対応可能であり、その CDF は極めて小さい。そのため、反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする①の事故シーケンスは、本事故シーケンスグループにおいて代表性を有しているものとする。</p>
						中	中	中	低	
						低	中	中	低	
						低	中	中	低	
						低	低	低	低	

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

(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（東海第二）
<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>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、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、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ものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>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（代替再循環系ポンプトリップ機能）により原子炉出力を低下させ、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心冷却を実施するとともに、自動減圧系の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、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（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を実施する必要があることを確認した。</p>

(i) (3) 炉心損傷防止対策

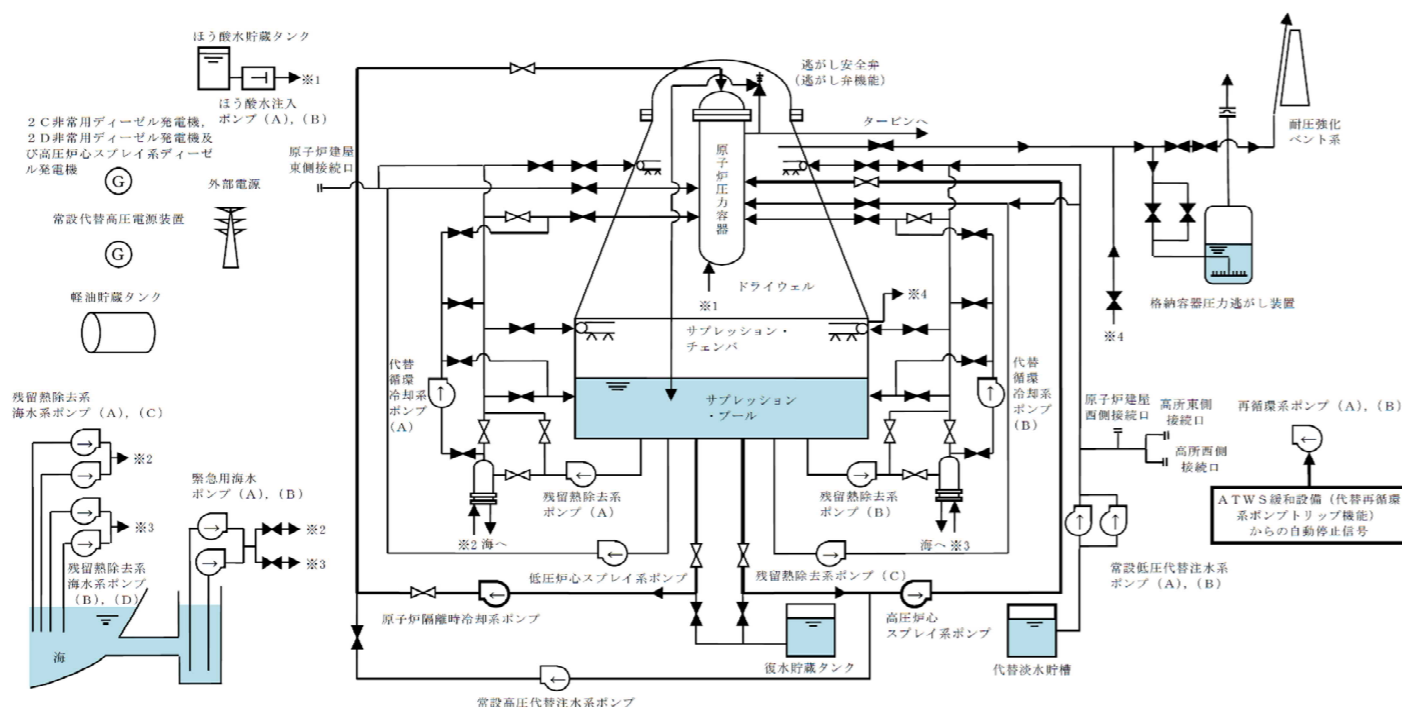
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.5-1 表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について」において、平均出力領域計装及び起動領域計装が挙げられていることを確認した。なお、原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せず、個別に状況確認時間を設定していることを、タイムチャートにおいて確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、ATWS 緩和装置（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）による原子炉出力の低下、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心の冷却、自動減圧系の阻止スイッチによる原子炉圧力容器の自動減圧の阻止及びほう酸水注入系による原子炉停止を実施する。初期の対策である ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下、自動減圧系の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スプレイ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（代替再循環系ポンプトリップ機能）、自動減圧系の起動阻止スイッチ、ほう酸水注入系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心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7.1.5-1 表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、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（サブプレッション・プール冷却系）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（サブプレッション・プール冷却系）及びサブプレッション・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.5-1 表 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、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>※ほう酸水全量注入は約125分以内になる設計である。</p> <p>② 初期対策であるほう酸水注入系によるほう酸水の原子炉圧力容器への注入を継続することにより炉心の未臨界状態を確保できること、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心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、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器からの除熱を実施することで、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ ②の対策の継続により、安定状態を維持できることが補足説明資料（添付資料2.5.3）に示されている。補足説明資料（添付資料2.5.3）には、本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <p>・ 原子炉安定停止状態：</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>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が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持でき、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>・ 原子炉格納容器安定状態： 炉心冷却が維持された後に、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格納容器除熱機能により、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、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。 (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 7.1.5-1 表 原子炉停止機能喪失における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（代替再循環系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、起動領域計装が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 逃がし安全弁の安全弁機能の作動による格納容器圧力の上昇に係る計装設備として、ドライウェル圧力、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）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 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレイ系系統流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>④ 自動減圧系の起動阻止スイッチによる自動起動阻止に係る計装設備として、ドライウェル圧力、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）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、起動領域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・プール冷却系）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、残留熱除去系系統流量が挙げられていることを確認した。</p>
<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・プール冷却系）による原子炉格納容器内からの除熱開始時間は、事象発生約 1 分後にドライウェル圧力高信号が発信してから 10 分間が低圧注水モード優先のインターロックがあることから、これに操作を要する時間を考慮して、事象発生 17 分後に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"> ・ 手動スクラム・スイッチによる手動スクラムの実施 ・ 原子炉モード・スイッチ 「停止」位置への切替操作 ・ 代替制御棒挿入機能の手動操作による制御棒挿入操作 ・ 高圧代替注水系の起動 ・ 原子炉水位低下による原子炉出力制御操作 ・ 制御棒挿入操作 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 手動による制御棒挿入操作 ➢ スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作 ➢ スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作

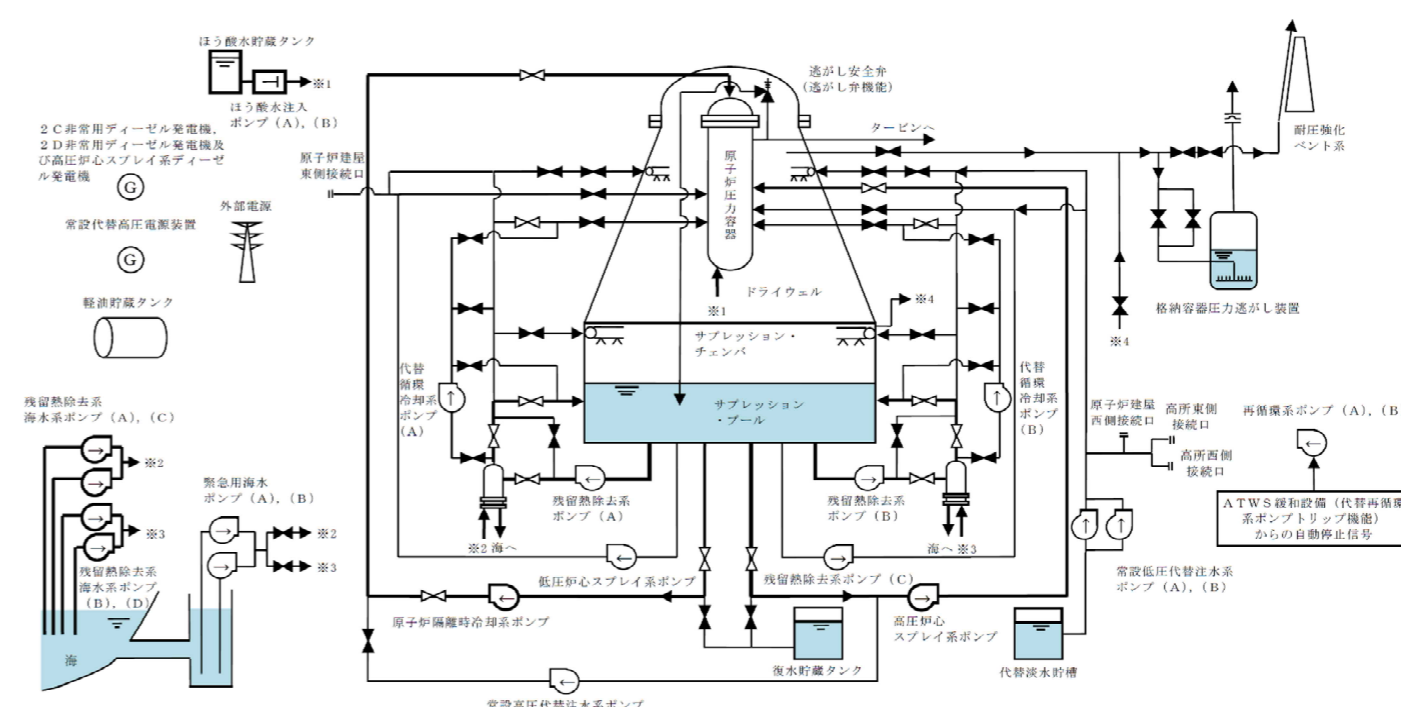
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p> <p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>② 「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「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、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(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7.1.5-1 表 原子炉停止機能喪失における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の抽出及び重要事故シーケンスの選定について 別紙3表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較」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、東海第二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) 逃がし安全弁の安全弁機能による原子炉圧力容器の過圧防止、原子炉水位の制御による炉心冷却の維持及びほう酸注入系による原子炉停止に関連する設備として、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策である残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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（東海第二）
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>4)</p> <p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.1.5-2 図原子炉停止機能喪失の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、「第 7.1.5-2 図 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要」及び「7.1.5.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉スクラム失敗確認</u>：全制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合、原子炉スクラム失敗と判断する。</p> <p><u>格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認</u>：ドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]）により、高圧炉心スプレイ系及び低圧注水系が自動起動する。また、原子炉水位異常低下（レベル 2）到達により、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系統流量計、高圧炉心スプレイ系系統流量計、残留熱除去系ポンプ吐出圧力計等により自動起動を確認する。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉水位維持</u>：原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉隔離時冷却系系統流量計、高圧炉心スプレイ系系統流量計等により確認する。</p> <p><u>自動減圧系の自動起動阻止</u>：ドライウエル圧力計、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）等により自動減圧系が起動阻止されたことを確認する。</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、平均出力領域計装及び起動領域計装により確認する。</p> <p><u>残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却計）運転による原子炉格納容器除熱</u>：事象発生の約 1 分後にドライウエル圧力高信号が発信してから 10 分間は低圧注水モード優先のインターロックがあることから、この操作に要する時間を考慮して、事象発生 17 分後に中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の運転を開始し原子炉格納容器除熱を実施する。原子炉格納容器除熱は残留熱除去系系統流量計及びサブプレッション・プール水温度計により確認する。</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>(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</p>	<p>5)</p> <p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、手動スクラム・スイッチによる手動スクラムの実施、原子炉モードスイッチの「停止」位置への切替操作、高圧代替注水系</p>

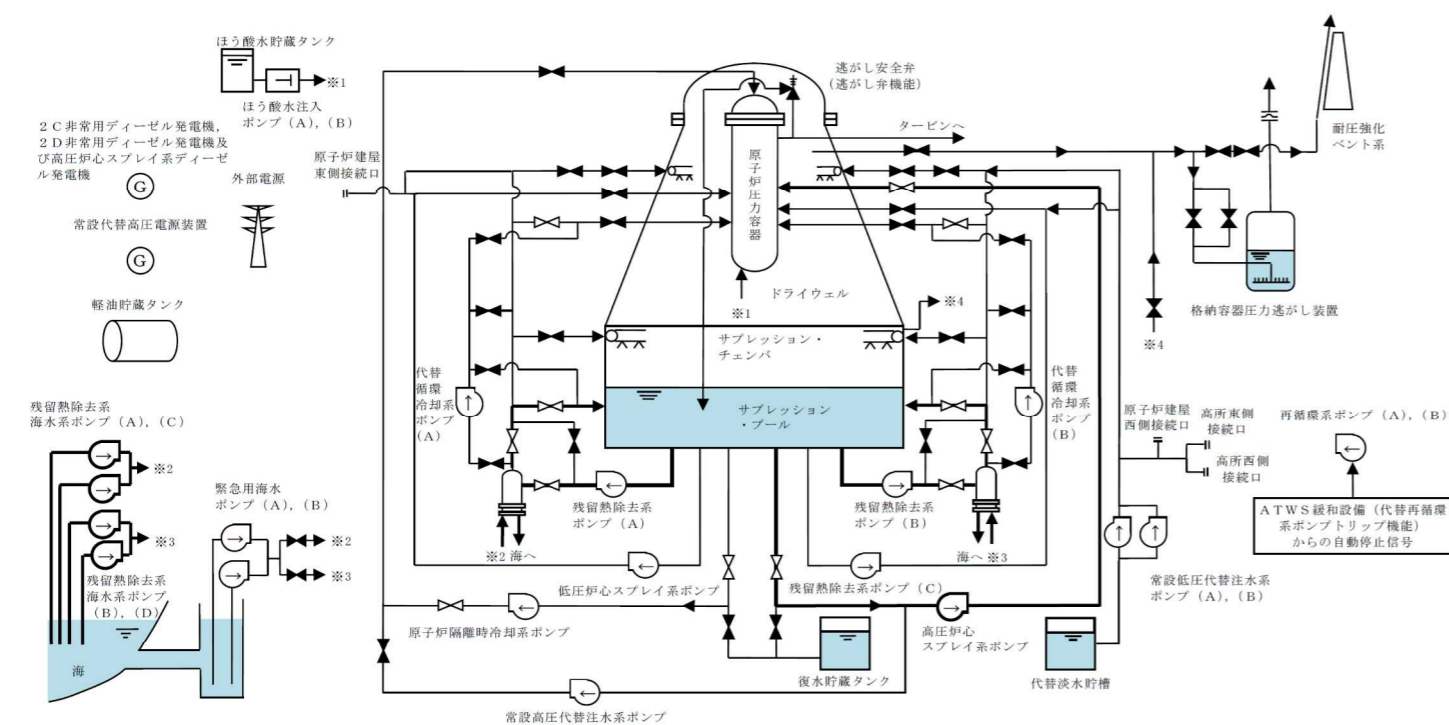
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <p>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>の起動、制御棒挿入操作には期待しないが実際には行う操作である。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、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 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. 事象発生直後の中央制御室では10分間※1の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間※2とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定においてa.及びb.に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <p>① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>(3) 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>



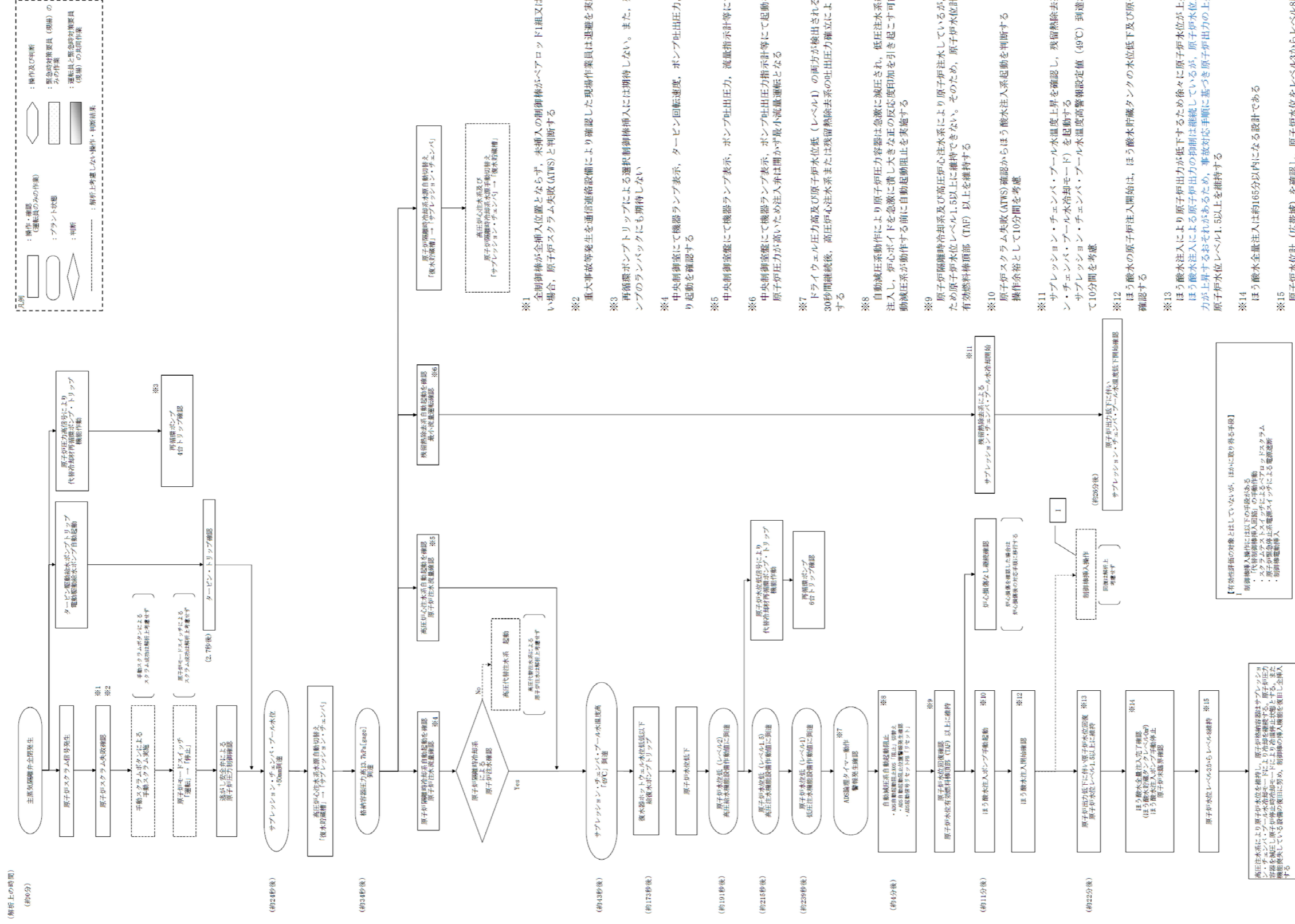
第7.1.5-1図 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図（1/3）
（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水並びにA T W S緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の抑制段階）



第7.1.5-1図 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図（2/3）
（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注水，ほう酸水注入系による原子炉停止並びに残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱段階）



第7.1.5-1図 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図（3/3）
（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱段階）



第 7.1.5-4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

				原子炉停止機能喪失												
操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	経過時間（分）					経過時間（時間）					備考	
	責任者	当直発電長	1人		中央監視 運転操作指揮	5	10	15	20	30	40	24	25			
					事象発生 原子炉自動スクラム信号発信 ▼ 約 57 秒 ドライウェル圧力高(13.7kPa [gauge])到達 ▼ 約 1.4 分 サプレッション・プール水温 49℃到達 ▼ 約 2.2 分 復水器ホットウェル水位低下による電動駆動給水ポンプ停止 ▼ 約 2.6 分 原子炉水位異常低下 (レベル2) 到達 ▼ 約 5.9 分 原子炉水位異常低下 (レベル1) 到達+120 秒 ▼ 6 分 ほう酸水注入系起動 ▼ 9.5 分 炉心部へのほう酸水注入開始 ▼ 17 分 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) による格納容器除熱開始 ▼ プラント状況判断 ▼ 約 28 分 サプレッション・プール水温度 106℃到達											
原子炉停止機能喪失の確認及び状況判断	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉自動スクラム失敗の確認 ●手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム確認 ●原子炉モード・スイッチ「停止」位置への切替操作 ●代替制御棒挿入機能による制御棒挿入操作 ●再循環系ポンプトリップの確認 	3分											手動スクラム・スイッチ、原子炉モード・スイッチ切替え及び代替制御棒挿入機能によるスクラム成功は解析上考慮しないが、原子炉停止機能喪失の確認の運転員等操作時間 (3分) ではこれらの操作時間も考慮して設定している。 外部電源喪失の確認及び非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認は、外部電源がない場合に実施する
	1人 B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●タービン停止の確認 ●主蒸気隔離弁の閉止及び逃がし安全弁による原子炉圧力制御の確認 ●タービン駆動給水ポンプトリップ及び電動駆動給水ポンプ自動起動の確認 ●電動駆動給水ポンプトリップの確認 ●原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 ●外部電源喪失の確認 ●非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 	10分											
自動減圧系等の起動阻止操作	1人 A	-	-	●自動減圧系の起動阻止スイッチを用いた自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止操作	1分											
ほう酸水注入系の起動操作	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●ほう酸水注入系の起動操作 ●ほう酸水注入系の注入状態監視 	2分											中性子束振動の発生を確認した場合にも実施
原子炉水位低下による原子炉出力抑制操作及び制御棒の挿入操作	1人 A	-	-	●原子炉水位低下による原子炉出力抑制操作												解析上考慮しない
	2人 A, B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●手動による制御棒挿入操作 ●スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作 						16分						
	-	2人 C, D	-	<ul style="list-style-type: none"> ●現場移動 ●スクラム・パイロット弁計器用空気の排気操作 									45分			
残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール冷却操作	1人 B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●残留熱除去系 (低圧注水系) から残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) への切替操作 (2系列) ●残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール冷却状態の監視 			6分									適宜実施
原子炉水位の調整操作 (原子炉隔離時冷却系)	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●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 												適宜実施 サブプレッション・プール水温度が 106℃に近接した場合、原子炉隔離時冷却系を停止
原子炉水位の調整操作 (高圧炉心スプレイ系)	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●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調整操作 												適宜実施 ほう酸水全量注入完了までは原子炉水位を原子炉水位異常低下 (レベル1) 付近に維持し、全量注入完了後は原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	1人 B	-	-	●常設代替高圧電源装置 2 台の起動操作及び緊急用母線の受電操作												解析上考慮しない 外部電源がない場合に実施する
使用済燃料プールの除熱操作	1人 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水操作												解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作											20分	
				●代替燃料プール冷却系の起動操作											15分	
必要員合計	2人 A, B	2人 C, D	0人													

第 7.1.5-3 図 原子炉停止機能喪失時の作業と所要時間

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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているか？ ← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「<u>過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋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、より厳しいシーケンスとして<u>選定する</u>としていることを確認した。重要事故シーケンスの設定にあたっては、有効性評価ガイド 2.2.3 の着眼点を踏まえ、運転時の過渡事象（反応度印加の観点で最も厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を選定）を起因事象とし、原子炉圧力上昇による反応度印加に伴う出力上昇の観点で厳しくなる「<u>過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗</u>」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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（ポイド・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・ポイド率変化、気液熱非平衡、原子炉圧力容器における冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、ほう酸水の拡散、格納容器におけるサプレッション・プール冷却が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における核分裂出力、反応度フィードバック効果、沸騰・ポイド率変化、炉心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ことを確認した。REDY 及び SCAT の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生を想定する。</p> <p>ii. 原子炉スクラムに失敗し、制御棒が挿入できない場合を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の手動スクラムには期待しない。</p> <p>iv. 反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 再循環ポンプ自動トリップ及びほう酸水注入設備によって反応度制御機能を確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(BWR 原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>外部電源有りとする。再循環ポンプの運転が維持されるので、原子炉出力を高め維持する時間が長くなるからである。</p> <p>特に ABWR においては、ATWS 緩和装置（代替再循環ポンプ・トリップ機能）が原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）又は原子炉水位低（レベル3）信号で作動し、10 台中 4 台の再循環ポンプが自動停止するが、原子炉水位低（レベル2）の信号が発信するまでは、残りの 6 台の運転が継続している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、事象発生と同時に再循環系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（東海第二）
<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 7.1.5-2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）」において、初期条件、事故条件について、原子炉熱出力、炉心流量、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>評価対象とする炉心の状態：平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べて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が大きい設定となる。</p> <p>安全機能等の喪失に対する仮定：「原子炉スクラムが失敗すること」に加え、「手動での原子炉スクラムは実施できないこと及び代替制御棒挿入機能は作動しないこと」を仮定している。</p> <p>反応度係数（動的ボイド係数と動的ドップラ係数）：原子炉出力上昇を厳しくする観点から、動的ボイド係数には保守因子 1.25（ボイドが潰れた際に印加される正の反応度を大きくする側）、動的ドップラ係数には保守因子 0.9（燃料温度上昇時に印加される負の反応度を小さくする側）を一律に掛けたものを有効性評価の反応度係数として用いる。事象進展中の炉心状態の変化に伴う不確かさ、取替炉心設計段階における不確かさ、動的ボイド係数及び動的ドップラ係数を計算する前処理コードの不確かさを考慮することにより、保守因子の不確かさを決定しており、PCT 評価への影響への確認するため REDY・SCAT の感度解析を実施している。</p> <p>その他の初期条件：原子炉熱出力、原子炉圧力、主蒸気流量については定格値、炉心流量については、原子炉定格出力時の下限流量として 85%流量、原子炉水位は通常水位、最小限界出力比(MCPR)は通常運転時の下限値、最大線出力密度(MLHGR)は通常運転時の最大値を用いている。また、炉心流量の不確かさの PCT 評価への影響については、「7.1.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 (3) 感度解析」にて確認する。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 初期出力</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> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 再循環ポンプ自動トリップの作動条件 選択制御棒挿入機能の作動について 再循環ポンプの高速ランバック機能の作動について 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するために作動する逃がし安全弁の流量 電動駆動給水ポンプの起動条件と流量 原子炉隔離時冷却系の起動条件と流量 高圧炉心注水系の起動条件と流量 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件として、<u>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により、原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）で、再循環系ポンプが全台トリップするものとする。また、再循環系ポンプが1台以上トリップした状態で、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は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 7.1.5-2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示す。</p> <p><u>ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプ・トリップ機能）：原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）で、再循環系ポンプが全台トリップするものとする。再循環系ポンプが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は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>：逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、逃がし安全弁（18 個）は、容量として、1 個あたり定格主蒸気流量の約 6%を処理するものとする。</p> <p><u>電動駆動給水ポンプ</u>：主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。また、復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップするものとする。</p> <p><u>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異常低下（レベル 2）で自動起動し、136.7m³/h（7.86～1.04MPa[gage]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>：高圧炉心スプレイ系は原子炉水位異常低下（レベル 2）又はドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）で自動起動し、145～</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 自動減圧系起動信号 ・ ほう酸注入系の流量 ・ 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の伝熱容量 	<p>1,506m³/h（8.30～0MPa[dif]において）の流量で注水するものとする。</p> <p>ほう酸水注入系：設計値として163L/分の流量、また、単位時間当たり投入される負の反応度が小さくなるよう管理範囲の下限値として、ほう酸濃度13.4%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・プール冷却系）：伝熱容量は、熱交換器1基あたり約53MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度27.2℃において）とする。</p>
<p>（ii）有効性評価ガイド2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している原子炉スクラム、手動による原子炉スクラム及び代替制御棒挿入機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器からの除熱の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自動減圧系（ADS、SA-ADS）起動阻止操作の条件 ・ ほう酸水注入系運転操作の条件 ・ 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作の条件 	<p>3)</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策の全てが中央制御室で実施するものであり、現場操作はないことを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止は、<u>運転員による自動減圧系の作動阻止操作は、原子炉停止機能喪失の確認及び操作に要する時間である1分を考慮して、事象発生から4分後に終了するものとする</u>ことを確認した。ほう酸水注入系によるほう酸水の注入開始時間は、<u>操作に要する時間を考慮し自動減圧系等の作動阻止操作の終了から2分後（事象発生から6分後）とする</u>ことを確認した。また、<u>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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32℃以上であることを確認してから、優先して実施されるほう酸水注入系の起動操作等に要する時間等を考慮し事象発生から17分後とする</u>ことを確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3.(3)操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 自動減圧系の自動起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する時間を考慮して設定していることを確認した。</p> <p>ほう酸水注入系起動操作は、自動減圧系等の起動阻止操作後に実施するため、自動減圧系等の起動阻止操作が完了する事象発生から4分後からほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定していることを確認した。</p> <p>残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）運転操作は、解析上の操作開始時間として、事象発生から約1分後にドライウェル圧力高信号が発信してから10分間は低圧注水モード優先のインターロックがあることから、これに操作に要する時間を考慮して、事象発生17分後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（東海第二）
<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。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p>	<p>確認結果（東海第二）</p> <p>1) (i) 「7.1.5.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。 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確認した。 ② 第 7.1.5-4 図及び第 7.1.5-7 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。 ③ 第 7.1.5-4 図及び第 7.1.5-7 図より、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）が原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）信号により再循環系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。また、第 7.1.5-4 図及び第 7.1.5-7 図より、電動駆動給水ポンプのトリップにより原子炉水位が低下していることを確認した。第 7.1.5-7 図より、逃がし安全弁の逃がし弁機能により原子炉圧力容器圧力が過度に上昇していないことを確認した。第 7.1.5-6 図より、ドライウェル高信号により高圧炉心スプレイ系、原子炉水位異常低下（レベル 2）により原子炉隔離時冷却系が自動起動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（東海第二）
<p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合） 起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉圧力 ・ 中性子束</p> <p>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</p> <p>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 ・ 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>第 7.1.5-13 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、原子炉は未臨界状態を維持していることを確認した。</p> <p>第 7.1.5-19 図より、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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 7.1.5-4 図より、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプ・トリップ機能）の作動の効果として、再循環系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 7.1.5-9 図及び第 7.1.5-10 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 7.1.5-7 図より、逃がし安全弁の逃がし弁機能により原子炉圧力容器圧力が過度に上昇していないことを確認した。第 7.1.5-18 図より、原子炉停止状態においては、高圧炉心スプレイ系の手動操作による流量調整により、原子炉水位を L1~L2 付近に維持していることを確認した。ほう酸水注入系及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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>
<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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量</p> <p>② 原子炉圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p> <p>④ 敷地境界の実効線量（PCV アーリーベントを実施する場合）</p>	<p>a. 0秒から約40秒の期間</p> <p>主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗し、原子炉圧力上昇によるボイド率の減少によって正の反応度が印加され、中性子束が増加する。これに伴い、燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管表面で沸騰遷移が生じると、燃料被覆管温度は急激に上昇する。約2秒後にATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）により再循環系ポンプが全台トリップし、炉心流量が低下することにより一時的にボイド率が増加して中性子束が低下し、燃料被覆管温度が低下する。以上により、中性子束は最高560%まで上昇するが、PCTは約872℃に抑えられ、また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）により約8.49MPa [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%以下であることを確認した。</p> <p>b. 約40秒から約300秒の期間</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、PCTは約839℃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723℃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ことを確認した。</p> <p>c. 約6分以降</p> <p>事象発生から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、事象発生から17分後、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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プレッション・プール水温度は、それぞれ約0.20MPa [gage]、約115℃に抑えられることを確認した。</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（サプレッション・プール冷却系）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。</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、主蒸気隔離弁の閉止に伴う原子炉出力の上昇により沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約13秒で最高の約872℃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、逃がし安全弁の作動により、約8.19MPa [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8.49MPa [gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa [gage]）を十分下回ることを確認した。</p> <p>③ 格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温は、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も緩やかに上昇するが、それぞれ約0.20MPa [gage]、約115℃以下に抑えられ、原子炉格納容器バウンダリの限界圧力（0.62MPa [gage]）及び限界温度（200℃）を下回ることを確認した。</p> <p>④ PCV アーリーベントは実施しないので、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、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、第7.1.5-4図、第7.1.5-7図、第7.1.5-9図、第7.1.5-13図及び第7.1.5-19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（代替再循環系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、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉圧力容</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>器の自動減圧の阻止及びほう酸水注入系による原子炉停止により、燃料被覆管の温度は 1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 安定状態になるまでの評価について、<u>ほう酸水注入系による未臨界の維持、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・プール冷却系）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</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.5-13図及び第7.1.5-26図にあるとおり、ほう酸注入系によるほう酸水の注入により原子炉を未臨界状態にするとともに、<u>高圧炉心スプレイ系により</u>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。また、第7.1.5-19図にあるとおり、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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・プール水温度は低下傾向に転じ、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

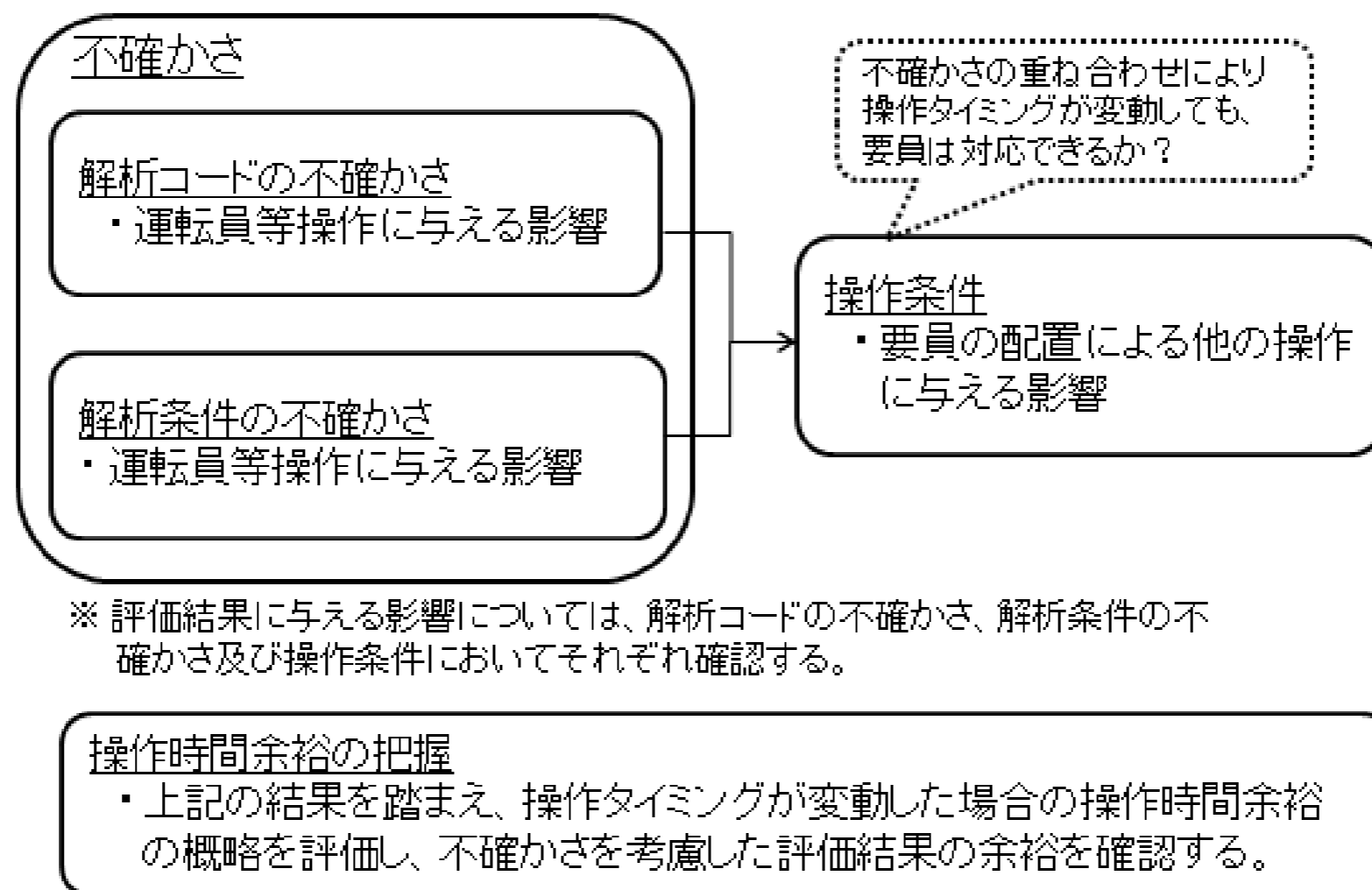
確認内容の概要：

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（東海第二）
<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> <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>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <hr/> <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、自動減圧系等の起動阻止操作、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・プール冷却系）による格納容器除熱操作とすることを確認した。</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（東海第二）
<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ことから、解析コードにおける特有の傾向（REDY/SCAT が燃料被覆管温度を高く評価する傾向）は、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、運転員等の操作に与える影響の具体的な確認内容は以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における出力分布変化の不確かさとして、解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に与えるため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 炉心における燃料棒内温度変化の不確かさとして、解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高め設定するため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、解析コードは保守的な熱伝達モデル等を採用しているため、解析結果は燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 炉心における沸騰遷移の不確かさとして、解析コードは沸騰遷移が生じやすい条件として MCPR に関する燃料の許容設計限界（以下「SLMCPR」という。）で沸騰遷移が発生するよう設定しているため、解析結果は燃料被覆管温度を高め評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなる。 ・ 原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさとして、解析コードは保守的な値を用いているため、実際の炉心内におけるほう酸水の拡散は早く、ポロン反応度印加割合が大きくなり未臨界までの時間が早くなる。 <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における出力分布変化、炉心における燃料棒内温度変化、炉心における燃料棒表面熱伝達、炉心における沸騰遷移の不確かさを考慮した場合には、燃料被覆管温度を高く評価する傾向にはあるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等の操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器におけるほう酸水の拡散の不確かさを考慮した場合には、解析では未臨界までの時間が実際よりも長くなる傾向にあるが、ほう酸水の注入開始以降に実施する運転操作はないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p>	<p>1)</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ポイド係数及び動的ドップラ係数の不確かさの影響を受けるため、「(2) 解析条件の不確かさの影響」にて確認する。SCAT では、燃料表面熱伝達等を概ね保守的に評価する相関式を採用しているため、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなる。REDY 及び SCAT とともに、事象進展中の炉心の出力分布変化を取り扱うことができないが、保守的に中央がピークとなる軸方向出力分布を代表的に与えることにより、PCT が高く評価される。このため、実際の PCT は解析結果より低くなり、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、臨界未済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 2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 最小限界出力比（MCPR）</p> <p>② 最大線出力密度（MLHGR）</p> <p>③ 核データ（動的ボイド係数）</p> <p>④ 核データ（動的ドップラ係数）</p> <p>⑤ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p>	<p>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「1.24」（限界出力比指標（1.00））に対して最確条件は限界出力比指標で「0.98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33kW/m～約41kW/m」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等の操作はないため、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の核データ（動的ボイド係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の1.25倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ボイド係数の絶対値が小さくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ボイド係数の保守因子の大きさは、本重要事故シーケンスの事象進展に応じて変動するが、動的ボイド係数の保守因子の変動に動的ドップラ係数の保守因子の変動も考慮して厳しい組み合わせとした場合においても、プラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>④ 初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の0.9倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、動的ドップラ係数の絶対値が大きくなるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、これによるプラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。なお、解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおりプラント挙動への影響は小さく、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）。</p> <p>⑤ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、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、運転員等の操作時間に与える影</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>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系ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への低温の給水が継続することにより、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサブプレッション・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等により電源が確保されることから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>⑦ 機器条件の主蒸気隔離弁の閉止は、解析条件の「閉止時間：3秒」に対して最確条件は「閉止時間：3秒以上4.5秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなるが、事象発生から極短時間での動作であり、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p>
<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>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>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、動的ボイド係数には、平衡サイクル末期の値を1.25倍した値が一律に設定され、動的ドップラ係数には、平衡サイクル末期の値を0.9倍した値が一律に設定されている。事象進展中の動的ボイド係数及び動的ドップラ係数の変動範囲における感度解析により、プラント挙動への影響が小さいこと及びPCT評価値の上昇幅も数℃程度であることが確認されていることから、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の炉心流量は、解析条件の「41,060t/h（定格流量（85%）」に対して最確条件は「定格流量の約86%～約104%」である。炉心流量が大き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可される正のボイド反応度が小さくなり、原子炉出力の上昇が小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期条件の最小限界出力比は、解析条件の「1.24」（限界出力比指標（1.00））に対して最確条件は限界出力比指標で「0.98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33kW/m～約41kW/m」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。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）</p> <p>⑤ 初期条件の核データ（動的ドップラ係数）は、解析条件の「平衡サイクル末期の値の0.9倍」に対して最確条件は「平衡サイクル初期から末期の値」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードの不確かさ等を考慮して設定している動的ドップラ係数の保守因子に関しては、核データ（動的ボイド係数）に記載のとおり評価項目に与える影響は小さいことを確認した。（「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」）</p> <p>⑥ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、格納容器圧力及びサブプレッション・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系ポンプがトリップせず、また、電動駆動給水ポ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>⑧ 主蒸気隔離弁の閉止に要する時間</p>	<p>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系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等により電源が確保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は、解析条件の「閉止時間：3秒」に対して最確条件は「閉止時間：3秒以上4.5秒以下」であり、本解析条件の不確かさとして、解析条件で設定している主蒸気隔離弁の閉止時間を長くした場合、初期の原子炉圧力上昇により印加される反応度は小さくなり、初期の原子炉出力上昇が小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</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（東海第二）
<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、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>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 自動減圧系の自動起動阻止操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 4 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、自動減圧系のタイマーが作動した場合には本操作が遅れないように警報が発報し、この 120 秒後に逃がし安全弁が自動開放すること、中央制御室の制御盤のスイッチによる簡易な操作である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、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。</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事象発生から 6 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、前段に実施する原子炉停止機能喪失の認知に係る確認時間及び自動減圧系等の起動阻止の操作時間並びにほう酸水注入系起動の操作時間は時間余裕を含めて設定しており、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。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（サブプレッション・プール冷却系）運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 17 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、サブプレッション・プール水温度の上昇に伴い警報が発報し、また、中央制御室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。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。</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、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 6 分後としているが、この操作は、運転員が中央制御室で自動減圧系の作動阻止操作の終了後に一連の操作として実施することから、操作が遅れる可能性は低い。この操作が遅れた場合であっても、未臨界になる時間が遅くなることでサブプレッション・プール水温度の上昇が大きくなるが、本重要事故シナリオにおけるサブプレッション・プール水温度の最大値は約 115℃（事象発生から約 45 分後）であり、原子炉格納容器の限界温度の 200℃に対する余裕はあることか</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>ら、時間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> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自動減圧系の自動起動阻止操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目に与える影響はないことを確認した。 ・ ほう酸水注入系運転操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目に与える影響はないことを確認した。残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

(3) 感度解析

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、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 炉心流量のベースケースとして、定格流量の85%を設定していることから、感度解析不要であることを確認した。</p> <p>② 燃料棒表面熱伝達（リウエットの考慮の有無） PCT及び燃料被覆管の酸化量の評価においては、燃料被覆管表面で沸騰遷移（ドライアウト）が生じた際にリウエット現象を考慮しているが、リウエット現象を考慮しない場合でも、PCTは約1,060℃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2%以下となり、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。</p>

(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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(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) 自動減圧系等の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 4 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、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 160 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、ドライウエル圧力高（13.7kPa [gage]）及び原子炉水位異常低下（レベル 1）の設定点に到達し自動減圧系のタイマーが作動するのは事象発生約 232 秒後であり、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 120 秒後に逃がし安全弁（自動減圧機能）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、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本操作を実施し、自動開放した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。逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個にて原子炉減圧をする場合について、同じ操作を実施している「7.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」を参照すると、減圧開始から約 160 秒で原子炉圧力が約 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 4 分後から約 270 秒程度の時間余裕がある。</p> <p>② 操作条件のほう酸水注入系の起動操作については、操作開始時間が遅れた場合には未臨界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・プール水温度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・プール水温度の最高値はそれぞれ約 0.20MPa [gage]、約 115℃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 0.62MPa [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。</p> <p>③ 操作条件の残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール冷却操作については、操作が遅れた場合にはサプレッション・プール水温度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・プール水温度の最高値は約 115℃から上昇するが、サプレッション・プール水温度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。</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（東海第二）
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第 37 条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) ① 本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、災害対策要員（初動）は 39 名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員等を確保できていることから対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、<u>重大事故等対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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置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</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。 ① 外部電源の喪失は想定していないが、外部電源が喪失した場合においても、外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機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、各号炉の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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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では、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並びに残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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・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>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源の充足性について、本重要事故シーケンスにおいて、仮に外部電源が喪失しても、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常設代替高圧電源装置2台を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約755.5kL、緊急時対策所用発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約70.0kLである。これに対して、軽油貯蔵タンクに約800kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kL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（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している ATWS 緩和設備（代替再循環系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・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱等が事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」において、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（原子炉停止機能）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、ATWS 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下等により炉心損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、ほう酸水注入、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からからの除熱等の対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）＋原子炉停止失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

LOCA時注水機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 6-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 6-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 6-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 6-4
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. 6-21
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 6-25
(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. 6-27
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 6-29
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. 6-29
b. 操作条件	2. 6-31
(3) 操作時間余裕の把握	2. 6-32
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 6-33
5. 結論	2. 6-35

東海第二発電所に係る新規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（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>(注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。)</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 ・ 小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗 ・ 中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗 ・ 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2つがあり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断LOCA+RHR失敗 ・ 中破断LOCA+RHR失敗 <p>なお、大破断LOCAを起因とする事故シーケンスについては、炉心損傷を防止することができないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認していることを確認した。</p>

(添付書類十 追補2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第1-4表 重要事故シーケンス等の選定」)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する主要な炉心損傷防止対策	着眼点との関係と重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
LOCA時注水機能喪失	①小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動減圧 ・ 低圧代替注水系（常設） ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・ 格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント ・ 常設代替交流電源設備 ・ 常設代替直流電源設備 	低	低	高	低	<p>a. 中破断LOCA又は小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは、系統間機能依存性がないことから、全て「低」とした。</p> <p>b. 中破断LOCAを起因とする事故シーケンスは、破断面積が大きいことより流出流量が多く、事象進展が早いことから「高」とした。また、小破断LOCAを起因とする事故シーケンスは、中破断LOCAに比べて破断面積が小さいため「低」とした。</p> <p>c. 原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧ECCSより少ない。このため、低圧炉心冷却失敗を含む事故シーケンスを「高」とし、原子炉減圧失敗を含む事故シーケンスを「低」とした。</p> <p>d. 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p> <p>a. の着眼点について、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. の着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして③、④を抽出した。</p> <p>c. の着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして①、③を抽出した。</p> <p>d. 頻度の観点では③が支配的となった。</p> <p>以上より、③を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお、有効と考えられる主な対策に差異がないため③の事故シーケンスは、①、②、④の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p>
	②小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		低	低	低	低	
	③中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗		低	高	高	高	
	④中破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗		低	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（東海第二）
<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カ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（自動減圧機能）の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却する対策により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による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

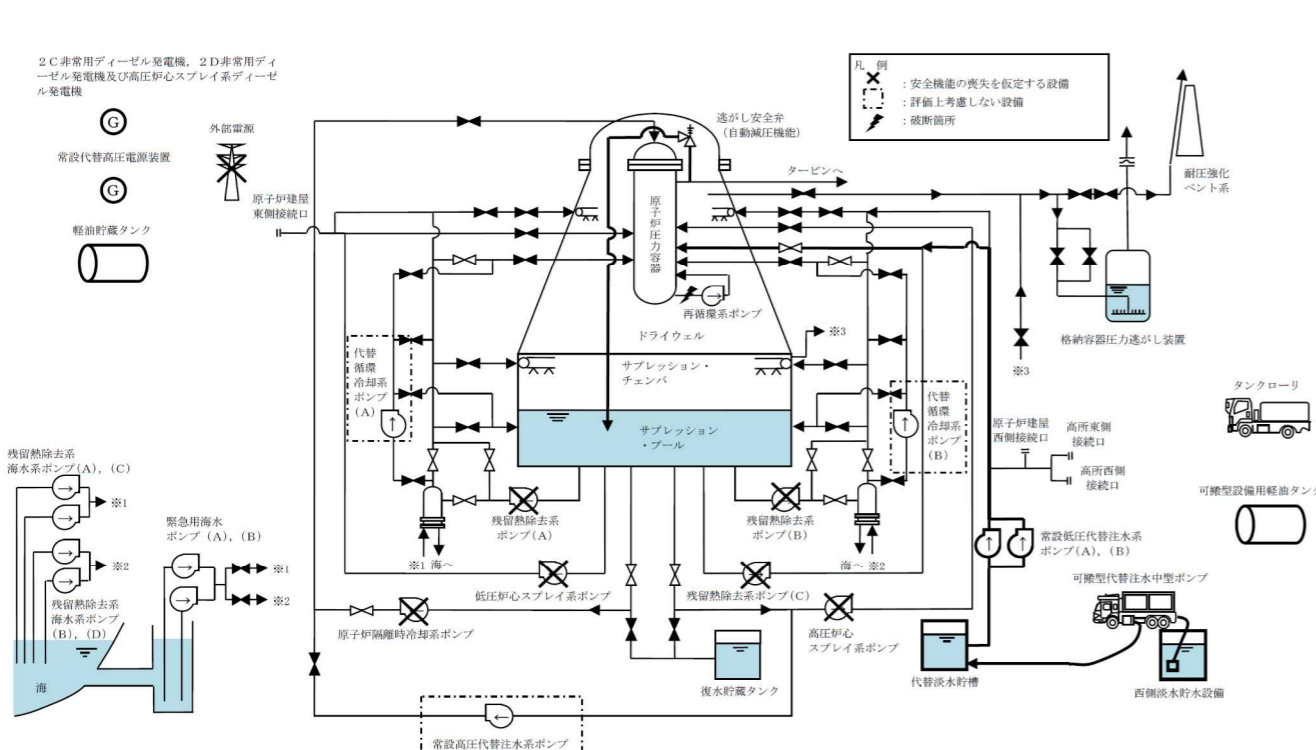
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループでは、LOCA の発生及び高圧・低圧注水機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.6-1 表 LOCA 時注水機能喪失における重大事故等対策について」において、LOCA 発生、高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失に係る計装として、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）、原子炉隔離時冷却系系統流量計、残留熱除去系ポンプ吐出圧力等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を実施する。</u>このため、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設代替高圧電源装置及び軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の対策である逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に係る手順については、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却に係る手順については、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、逃がし安全弁（自動減圧機能）が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.6-1 表 LOCA 時注水機能喪失における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状</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）の開維持及び低圧代替注水系（常設）により、炉心の冷却を継続するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。</u>その後、原子炉格納容器からの除熱を実施する。この場合、低圧注水機能を有している残留熱除去系が機能喪失していることから、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系のいずれかをを用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 安定状態に向けた対策である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.1.6-1 表 LOCA 時注水機能喪失における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 逃がし安全弁（自動減圧機能）を開維持し、低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水することから、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ 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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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>補足説明資料（添付資料 2.6.5）に示されている。 補足説明資料（添付資料 2.6.5）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が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持でき、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 ・ 格納容器安定状態： 炉心冷却が維持された後に、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格納容器除熱機能により、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、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 7.1.6-1 表 LOCA 時注水機能喪失における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却に係る計装設備として、原子炉圧力計（SA）、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、低圧代替注水系原子炉注水流量計（常設ライン用）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却並びに格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、ドライウェル圧力計、サブプレッション・チェンバ圧力計、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量計（常設ライン用）、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 格納容器圧力が 0.279 MPa[gage]に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を実施し、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含め</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系起動操作 ・ 高圧／低圧注水機能回復操作 ・ 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）以外による原子炉注水（代替循環冷却系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、補給水系、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ） ・ 原子炉満水操作 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 104℃到達確認後のサブプレッション・チェンバスプレイ ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、消火系、補給水系による代替格納容器スプレイ ・ 淡水タンクから代替淡水貯槽への補給 ・ 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給 <p>② 「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整</p>

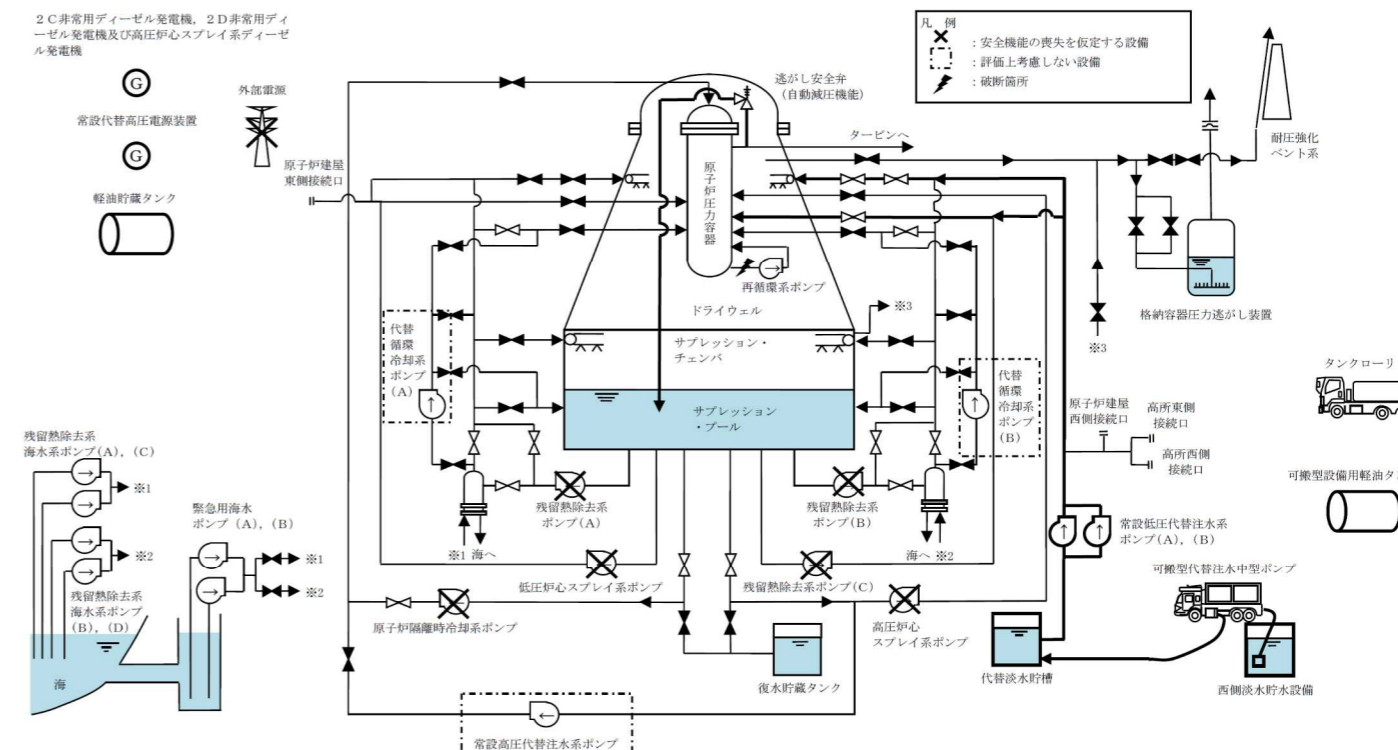
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>ていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</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7.1.6-1表 LOCA 時注水機能喪失における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の抽出及び重要事故シーケンスの選定について 別紙3表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較」において、炉心冷却、原子炉減圧、最終ヒートシンク、格納容器注水、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、東海第二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、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)</p> <p>(i) 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に関連する設備として逃がし安全弁（自動減圧機能）、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</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> <p>① 「第7.1.6-2図 LOCA 時注水機能喪失（中破断 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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第 7.1.6-2 図 LOCA 時注水機能喪失（中破断 LOCA）の対応手順の概要」及び「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>高圧・低圧注水機能喪失：</u> 中央制御室にて機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて機能喪失を確認する。</p> <p><u>原子炉急速減圧：</u> 高圧・低圧注水機能喪失確認後、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系 1 系統以上起動できた場合、中央制御室にて逃がし安全弁（自動減圧機能）を全開し、原子炉急速減圧する。急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水：</u> 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧により、低圧代替注水系（常設）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。原子炉水位は原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却開始：</u> 格納容器圧力指示計 0.279MPa[gage]により、格納容器スプレイ操作を開始する。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止：</u> サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達により、格納容器スプレイを停止する。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の開始：</u> 格納容器圧力計指示 0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、炉心損傷がないことを格納容器雰囲気放射線モニタ等により確認し、格納容器ベント操作を開始する。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱停止：</u> 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p>	<p>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>

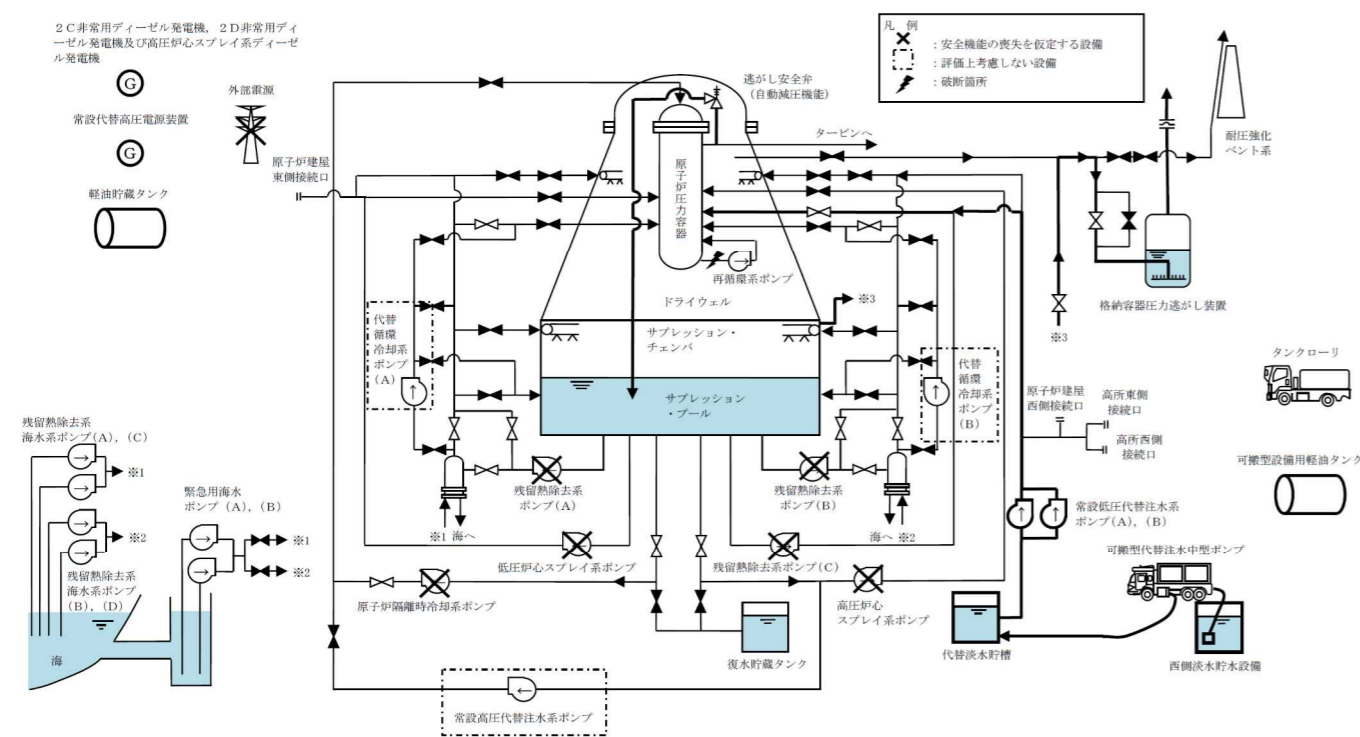
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: 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>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1. 4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、高圧／低圧注水機能喪失に係る調査、復旧操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要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、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 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. 事象発生直後の中央制御室では10分間※1の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間※2とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定においてa. 及びb. に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <p>① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>(3) 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>



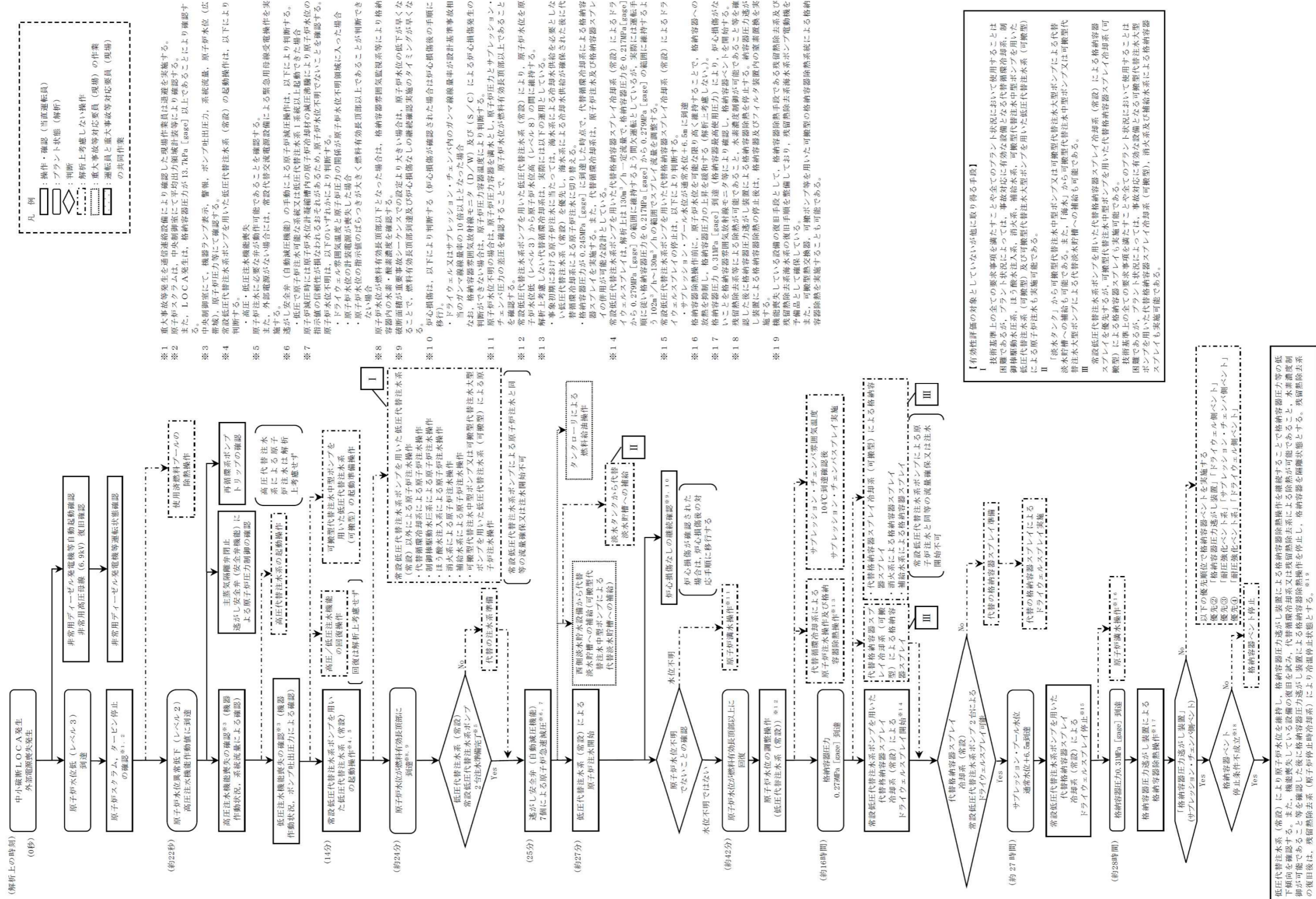
第 7.1.6-1 図 LOCA時注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)
(低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水段階)



第 7.1.6-1 図 LOCA時注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)
(低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水及び
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)



第 7.1.6-1 図 LOCA時注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)
(低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水及び
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱段階)



第7.1.6-2 図 LOCA時注水機能喪失(中破断LOCA)の対応手順の概要

LOCA時注水機能喪失					経過時間（分）											備考		
					0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	事象発生 原子炉スクラム 約22秒 原子炉水位異常低下（レベル2）到達 約40秒 ドライウェル圧力高（13.7kPa [gage]）到達 ▽ プラント状況判断 ▽ 約15分 原子炉水位異常低下（レベル1）到達 ▽ 約24分 燃料有効長頂部到達（※1） ▽ 25分 原子炉減圧開始 ▽ 約27分 低圧代替注水系（常設）原子炉注水開始 ▽ 約42分 燃料有効長頂部回復（※1）												※1 シェラド内水位に基づく時間	
	責任者	当直発電長	1人															中央監視 運転操作指揮
	補佐	当直副発電長	1人															運転操作指揮補佐
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人															初動での指揮 発電所内外連絡
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)															
状況判断	2人 A, B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●再循環系ポンプトリップの確認 ●LOCA発生の確認 ●高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の自動起動失敗の確認 ●低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の自動起動失敗の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御の確認 ●外部電源喪失の確認 ●給水流量全喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 	10分												外部電源喪失の確認及び非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認は、外部電源がない場合に実施する	
高圧注水機能喪失の確認	【1人】 A	-	-	●高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の手動起動操作（失敗）	2分													
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 B	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分												外部電源がない場合に実施する	
高圧代替注水系の起動操作※2	【1人】 A	-	-	●高圧代替注水系による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	4分												解析上考慮しない	
低圧注水機能喪失の確認	【1人】 A	-	-	●低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の手動起動操作（失敗）	4分													
高圧注水機能及び低圧注水機能の回復操作	-	2人 C, D	-	●給水・復水系、高圧注水機能及び低圧注水機能の回復操作、失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない		
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作	【1人】 B	-	-	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作	2分													
	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	3分													
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	-	-	8人 a~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分											解析上考慮しない		
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作	【1人】 B	-	-	●逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の手動開放操作	1分													
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の調整操作	原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する													

※2 本事故シーケンスグループにおいては機能に期待しないこととする。

第7.1.6-3 図 LOCA時注水機能喪失の作業と所要時間（1/2）

				LOCA時注水機能喪失																
				経過時間（時間）												備考				
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48					
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容																
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)	▽ 25分 原子炉減圧開始 ▽ 約27分 低圧代替注水系（常設）原子炉注水開始 ▽ 約16時間 格納容器圧力0.279MPa [gage] 到達 ▽ 約24時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m到達 ▽ 約27時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m到達 ▽ 約28時間 格納容器圧力0.31MPa [gage] 到達																
原子炉水位の調整 操作（低圧代替注 水系（常設））	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の調整操作												原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する				
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作												格納容器スプレイ中適宜状態監視				
代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	【1人】 A	-	-	●代替循環冷却系による原子炉注水操作 ●代替循環冷却系による格納容器冷却操作												解析上考慮しない 代替循環冷却系のみで状態維持が可能な場合は、低圧代替注水系（常設）による注水を停止する				
原子炉満水操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の流量増加操作												原子炉水位を可能な限り高く維持	解析上考慮しない			
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作												適宜実施	解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する 解析上考慮しない 約25時間後までに実施する			
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作	【1人】 A	-	-	●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）												20分				
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●第一弁現場操作場所への移動 ●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱の準備操作（現場での第一弁操作）												5分	125分	解析上考慮しない		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバール側）	【1人】 A	-	-	●格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作（中央制御室での第二弁操作）												遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱を行う 操作は、現場への移動を含め、約45分から開始可能である。（操作完了は約75分後） 具体的な操作方法は、遠隔人力操作機構により、原子炉建屋付属棟内の二次格納施設外から操作を行う		75分	格納容器ベント実施後、適宜状態監視	解析上考慮しない
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	-	-	8人 a~h	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作												170分		解析上考慮しない		
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	-	-	【8人】 a~h	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作												180分		代替淡水貯槽の枯渇までには十分な時間がある		
	-	-	【2人】 a, b	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水源補給操作													適宜実施	代替淡水貯槽の残量に応じて適宜補給を実施する		
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作												90分		タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油		
必要員合計	2人 A, B	3人 C, D, E	8人 a~h (参集要員5人)																	

第 7.1.6-3 図 LOCA時注水機能喪失の作業と所要時間（2/2）

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。 ← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「中破断 LOCA+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、低圧注水系の機能喪失が重畳する場合である「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。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2）</p> <p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）並びに格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベントが挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達等を取り扱うことができる SAFER を用いる。さらに、原子炉格納容器における各領域間の流動、構造材との熱伝達等を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。SAFER 及び MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3）解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（6）格納容器圧力逃がし装置を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（発生事故当たり概ね5mSv以下）を確認する。</p> <p>1. 被ばく評価について</p> <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</p>	<p>1）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における被ばく線量評価を適切に実施しているか。</p> <p>(i) 放射性物質の原子炉格納容器への放出量及びサプレッション・プールや格納容器圧力逃がし装置の除染係数が適切に設定されていることを確認する。</p> <p>(ii) 耐圧強化ベントを使用する場合、その評価も実施していることを確認する。</p>	<p>(i) 放射性物質の原子炉格納容器への放出量は、MAAP コード資料に示されていることを確認した。</p> <p>(ii) 格納容器ベント装置の使用による敷地境界での実効線量の評価について、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベントを使用した場合の評価を実施しており、5mSv を下回ることを確認した。</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（東海第二）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(1) BWR</p> <p>f. LOCA 時注水機能喪失</p> <p>(a) 大破断LOCA 時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断LOCA の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能としてIC、RCIC 及び高圧ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧ECCS の機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水系による注水のために原子炉の減圧を必要としない範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p> <p>(b) 中小破断LOCA 時</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断LOCA の発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 高圧注水機能としてIC、RCIC及び高圧ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧ECCSの機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保（代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合）</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失の場合)</p>	<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、約 3.7cm² とする。これは、破断を想定する配管に対して、低圧代替注水系（常設）を用いた炉心の冷却等による炉心損傷防止対策の有効性の確認を行う範囲として設定したものであることを確認した。また、破断位置は、原子炉圧力容器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系配管（出口ノズル）（最大破断面積：約 2,900cm²）とする。この場合、大きな水頭がかかるとともに液相状態での流出となるため、気相状態での流出に比べて原子炉冷却材の流出流量が大きいことにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。安全機能喪失の仮定として、高圧注水機能、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「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、再循環系配管（出口ノズル）における破断面積約 3.7 cm²（※2）を事故条件として選定した。 ➢ なお、SAFER による当該の破断の評価に対し、不確かさ評価の結果として約 9.5cm² の破断まで燃料被覆管の破裂の回避が可能である。 ➢ 本重要事故シーケンスにおいて、破断面積約 3.7cm² と約 9.6cm² の事象進展の比較により、これらに大きな差は生じず（※3）、破断面積約 3.7cm² 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）における破断約 224 cm² に相当する。</p> <p>※3 破断面積約 3.7cm² の場合では、事象発生から約 25 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 616℃となり、破断面積 9.5cm² の場合では、事象発生から約 25 分後に原子炉圧力容器の減圧を開始し PCT は約 842℃となる。PCT に差は生じるものの、事象進展に有意な差は生じず、評価項目を満足することには変わりはない。</p> <p>② 「第 7.1.6-2 表 主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力/水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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。</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>(ii) 有効性評価ガイド 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) 機器条件として、<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉注水のみを実施する場合は原子炉圧力に応じた常設低圧代替注水系ポンプ 2 台の注水特性に従うものとし（設計値として最大 378m³/h）、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合は 230m³/h とする。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、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 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。常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 130m³/h とする。格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の排気流量は、二次隔離弁を全開として、格納容器圧力が 0.31MPa[gage]において、13.4kg/s とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.1.6-2 表 主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>逃がし安全弁：</u></p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の安全弁機能にて、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、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）7 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 6%を処理するものとする。（逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定）</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）：</u></p> <p>原子炉注水のみを実施する場合には、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 378m³/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。（設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定）原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する場合には、230m³/h にて原子炉に注水する。（設計に基づき、併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定）</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）：</u></p> <p>格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。（格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し設定）</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置等：</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置等により、格納容器圧力 0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱を実施する。（格納容器圧力逃がし装置等の設定値を考慮して、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定）</p> <p>※耐圧強化ベント系を用いた場合は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合と比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の条件に包絡される。</p> <p>(ii) 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、残留熱除去系（低圧注水系）及び原子炉減圧機能としての自動減圧系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器からの除熱の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策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)</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却については中央制御室からの操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>高圧／低圧注水機能喪失 調査、復旧操作：</u> 有効性評価の解析上期待しない操作であり、当直運転員（現場）2名により、適宜実施としていることを確認した。</p> <p><u>西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への補給：</u> 「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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員（現場）8名であり、ホースの敷設、可搬型代替注水中型ポンプの起動等に約160分を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>燃料の給油準備及び給油作業：</u> 「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、可搬型設備用軽油貯蔵タンクからタンクローリへの補給に係る要員は、重大事故等対応要員2名であり、現場での操作に90分以内を想定しており、また、その後のタンクローリによる対象設備への給油は約30分で可能であり、可搬型代替注水中型ポンプの起動から燃料の枯渇までの時間を考慮し、適宜実施されることから、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>格納容器ベント準備操作：</u> 「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、ベント準備（系統の構成）操作に係る要員は、中央制御室運転員1名及び運転員（現場）3名であり、約125分以内を想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>原子炉圧力容器の減圧の開始時間は、低圧代替注水系（常設）の準備時間等を考慮し、事象発生から25分後</u>とすることを確認した。具体的には、中央制御室において、状況判断の時間、高圧・低圧注水機能喪失の確認時間及び低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定していることを「第7.1.6-2表主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」により確認した。</p> <p>また、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉格納容器内の圧力が0.279 MPa[gage]に到達した場合に実施する。サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を停止し、原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を実施する</u>ことを確認した。具体的には、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、設計基準事故時の最高圧力に余裕を考慮して格納容器圧力0.279MPa[gage]到達時に実施すること、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器最高使用圧力を踏まえて、0.31MPa[gage]に到達した場合に実施することを「第7.1.6-2表 主要解析条件（LOCA 時注水機能喪失）」により確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 原子炉急速減圧操作は、解析上は事象発生から25分後で実施する条件であるが、手順上は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上起動できた場合に開始することを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異が考えられるため、操作条件に対する不確かさの影響評価を行うことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）

（3）有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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。</p>	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。 ① 「7.1.6.2(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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>⑤ 複数のパラメータの挙動の関連性（例：原子炉水位の低下に伴う燃料被覆管温度の上昇など）により解析の妥当性を確認。</p> <p>（BWR LOCA 時注水機能喪失の場合）</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉注水量 ・ 逃がし安全弁からの蒸気流量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ サプレッション・チェンバ・プール水位 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力容器内の保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点等については、説明を加えること ・ トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること ・ 図示されたパラメータの定義が明確であること（平均値と最高値の区別、2相水位とコラプス水位の区別など） 	<p>② 第 7.1.6-15 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 7.1.6-4 図より原子炉圧力が低下していること、第 7.1.6-6 図及び第 7.1.6-9 図より原子炉水位が低下していること、第 7.1.6-9 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> <p>③ 第 7.1.6-7 図より、低圧代替注水系（常設）の注水流量を確認できること、第 7.1.6-8 図より、逃がし安全弁（自動減圧機能）からの蒸気流量を確認できること、第 7.1.6-17 図及び第 7.1.6-18 図より、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が作動していること、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系が作動していることを確認した。また、第 7.1.6-19 図より、ベントラインが水没しないことを確認した。</p> <p>④ 第 7.1.6-5 図及び第 7.1.6-6 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 7.1.6-9 図より、低圧代替注水系（常設）の注水流量の増加に伴い、原子炉圧力容器内の保有水量は回復傾向にあること、第 7.1.6-10 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 7.1.6-17 図及び第 7.1.6-18 図より、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の作動により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制されていること、格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下していることを確認した。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <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>（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、原子炉水位異常低下（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（安全弁機能）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 8.09MPa [gage] に抑えられる。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔操作による原子炉圧力容器の減圧に伴い、原子炉水位が低下し、炉心が露出することにより燃料被覆管温度は上昇するが、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却により、PCT（燃料被覆管最高温度）は約 616°C に抑えられる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1% 以下となる。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 28 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.31MPa[gage]、最高温度は約 143℃に抑えられる。</p> <p>c. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の敷地境界での実効線量は、約 4.1×10^{-1}mSv となり 5mSv を下回る。また、評価結果が厳しくなる耐圧強化ベント系を用いた場合でも約 6.2×10^{-1}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 7.1.6-10 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 616℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、平均出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力は、第 7.1.6-4 図に示すとおり、逃がし安全弁（安全弁機能）の作動により、約 7.79MPa[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 8.09MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回ることを確認した。</p> <p>③ 崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa[gage] 及び約 143℃に抑えられ、原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回ることを確認した。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、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>(iii) 初期の炉心損傷防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記 (ii) にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、第 7.1.6-4 図、第 7.1.6-6 図及び第 7.1.6-10 図にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である低圧代替注水系（常設）により、注水開始後水位が回復し、燃料被覆管の温度は 1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p> <p>また、上記 (ii) ④にあるとおり、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。具体的には、第 7.1.6-17 図及び第 7.1.6-18 図にあるとおり、格納容器ベントが約 28 時間後であり、かつ、保守的にドライウエル側からの格納容器ベントをお実施した場合の実効線量を評価していることから、サプレッション・プールでのスクラビングによる除染係数に期待しないものとした場合でも 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（東海第二）
<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）の開維持、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱により原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.6-6図及び第7.1.6-12図にあるとおり、事象発生後40分時点においても原子炉圧力及び燃料被覆管温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、炉心を冠水維持するように注水し、安定停止状態を維持することを確認した。また、事象発生から約28時間後に格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、安定状態が確立し、安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.5）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、ドライウェル温度は、低圧注水継続のための逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能維持が確認されている126℃を下回ること、代替循環冷却を用いて又は残留熱除去系機能を復旧させ、原子炉格納容器の除熱を行うことにより、安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となることが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.1.2別紙1安定状態の維持について）において、残留熱除去系の復旧に関する定量評価、サブプレッション・チェンバプール水温に関する長期間解析が示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

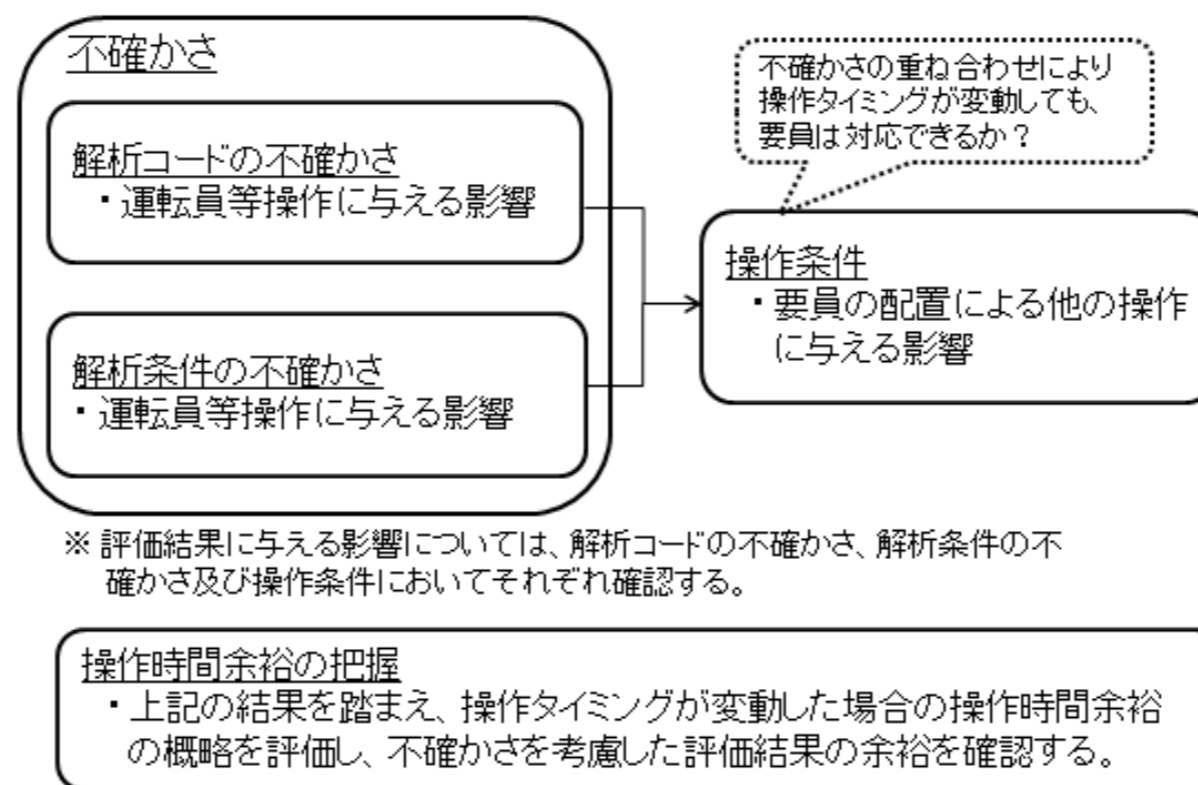
確認内容の概要：

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

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作であることを確認した。</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（東海第二）
<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、構造材との熱伝達および内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、運転員等操作に与える影響は小さいことを確認した。その他の不確かさについては、運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 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)</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。これにより、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作は原子炉格納容器内の圧力及び温度を起点とするが、MAAP の不確かさがこれらのパラメータに与える影響は小さいため、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。解析コードが有する重要</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>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、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。 具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達および内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。その他の不確かさについては、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

（２）解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（3）設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>（i）設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>（BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合）</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 高圧代替注水又は低圧代替注水の流量</p> <p>⑥ 配管の破断の想定</p>	<p>1)</p> <p>（i）解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m～約 41kW/m 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 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、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雰囲気温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給水・復水系による給水が無くなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がある場合は、給水・復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されることから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑤ 機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑥ 事故条件の起因事象である配管の破断の想定については、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系配管を選定し、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約 3.7cm²を設定している。なお、SAFER 解析によれば、破断面積が 9.5cm² までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、原子炉急速減圧の開始時間は約 16 分後となる。本解析（破断面積が 1cm²）における原子炉急速減圧の開始時間は、状況判断の時間、高圧・低圧注水機能喪失の確</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>認時間及び低圧代替注水系（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小さいことを確認した。なお、破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となることを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 高圧代替注水又は低圧代替注水の流量</p> <p>⑥ 配管の破断の想定</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m～約 41kW/m 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などを確認した。なお、事故条件として設定した破断面積より大きい場合には、炉心損傷防止対策の有効性が確認できない。その場合の格納容器破損防止対策に有効性があるかは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において確認したことを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m～約 41kW/m であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、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雰囲気温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、給水・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。仮に事象発生とともに外部電源喪失がある場合は、給水・復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、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ことを確認した。</p> <p>⑤ 機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑥ 事故条件の起因事象については、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系配管を選定し、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約 3.7cm² を設定していることを確認した。なお、SAFER 解析によれば、破断面積が約 9.5cm² 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 842℃となる。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む）に至る場合については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.6 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（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、中央制御室において同一運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、解析コード及び解析条件の不確かさにより操作のタイミングが変動しても対処可能であることを確認した。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、同一時間帯における同一の運転員による操作となるが、中央制御室での切替操作であり、対処可能であることを確認した。</p> <p>② 現場操作を行う要員は作業完了後、移動して他の操作に着手するが、操作の完了から次の操作への着手までに時間的な重複はないこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複はないことから、要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、不確かさ要因により操作開始時間に与える影響は小さく、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から、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 ・ 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約 75 分程度操作開始時間が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は 0.31MPa [gage] より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、原子炉格納容器の限界圧力は 0.62MPa [gage] であることから、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（東海第二）
<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。</p> <p>（BWR LOCA 時注水機能喪失機能喪失の場合）</p> <p>① 低圧代替注水系等による原子炉注水操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ等の原子炉格納容器内の冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>③ 格納容器圧力逃し装置等の原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>（i）操作の時間余裕について、格納容器圧力逃し装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱は、原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]に到達した時（事象発生から約28時間後）に中央制御室からの遠隔操作で開始する。当該操作に失敗した場合は、現場操作にて対応することとなり、約75分操作開始が遅れる可能性がある。その場合であっても、原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]から原子炉格納容器の限界圧力の0.62MPa[gage]に至るまでの時間は、数時間あることから時間余裕があることを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む。）については、操作開始時間の10分程度の時間遅れまでに低圧代替注水系（常設）による注水が開始できれば、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、操作開始時間25分程度の時間遅れでは、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足し、格納容器ベント時の敷地境界線量は約4.4mSvであり、いずれの場合も5mSvを下回ることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約16時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ 格納容器圧力逃し装置等による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約28時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.31MPa[gage]から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]に至るまでの時間は、5時間以上の準備時間が確保でき、現場操作に要する時間は75分程度であることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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 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。 ① 本重要事故シーケンスにおいて、事象発生から 2 時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、18 名である。これに対して災害対策要員（初動）は 39 名であり対応が可能である。また、事象発生から 2 時間以降に必要な参集要員は 5 名である。これに対して、2 時間以内に本発電所構外から参集可能な要員は 72 名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員等を確保できていることから、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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置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。 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による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（東海第二）
<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、<u>低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 5,320m³ である。これに対して、代替淡水貯槽に約 4,300 m³、西側淡水貯水設備に約 4,300m³、合計約 8,600m³ の水を保有しており、対応が可能である</u>ことを確認した。</p> <p>なお、初期の対策である低圧代替注水系（常設）の水源は代替淡水貯槽であり、西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯槽へ給水することで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく代替淡水貯槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から 7 日間の資源の充足性について、本重要事故シーケンスにおいて、<u>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常設代替高圧電源装置 2 台を全出力で 7 日間運転した場合に必要な軽油量は約 755.5kL、可搬型代替注水中型ポンプ 1 台により西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ 7 日間給水した場合に必要な軽油量は約 6.0kL、緊急時対策所用発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 70.0kL である。これに対して、軽油貯蔵タンクに約 800kL、可搬型設備用軽油タンクに約 210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL 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。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している逃がし安全弁（自動減圧機能）の中央制御室からの手動遠隔開操作による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「中破断 LOCA+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代替注水系（常設）による炉心の冷却等を行い、さらに、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器からの除熱等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、また、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認した。</p> <p>さらに、申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧炉心スプレイ系、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>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「中破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 7-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 7-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 7-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 7-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 7-12
(1) 有効性評価の方法	2. 7-12
(2) 有効性評価の条件	2. 7-14
(3) 有効性評価の結果	2. 7-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-21
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 7-23
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 7-24
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. 7-24
b. 操作条件	2. 7-26
(3) 操作時間余裕の把握	2. 7-26
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 7-28
5. 結論	2. 7-30

東海第二発電所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（東海第二）
1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について 1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）	1) 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における事故シーケンスは、以下の1つであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ インターフェイスシステム LOCA

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定」）

格納容器バイパス	◎ ①インターフェイスシステム LOCA	<ul style="list-style-type: none"> ・ 手動減圧 ・ 破損系統を除く原子炉注水機能 ・ 破損系統の隔離 ・ 常設代替交流電源設備 ・ 常設代替直流電源設備 	-	-	-	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、全ての着眼点について「-」とした。	①を重要事故シーケンスとして選定した。
----------	----------------------	---	---	---	---	--	---------------------

(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（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。」ものであり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、炉心の冷却を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを抑制する必要がある</u>こと、<u>破断箇所の隔離を行うことで、原子炉格納容器外への漏えいを停止する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた対策に必要な機能は、原子炉圧力容器に注水する機能、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し漏えい量を低減する機能及び破断箇所を隔離する機能であり、具体的な初期の対策として、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を確保するとともに、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を行うことによって漏えいを抑制し、インターフェイスシステム LCOA（以下「IS-LOCA」という。）の発生箇所を隔離することによって、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。また、安定状態に向けた対策としては、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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

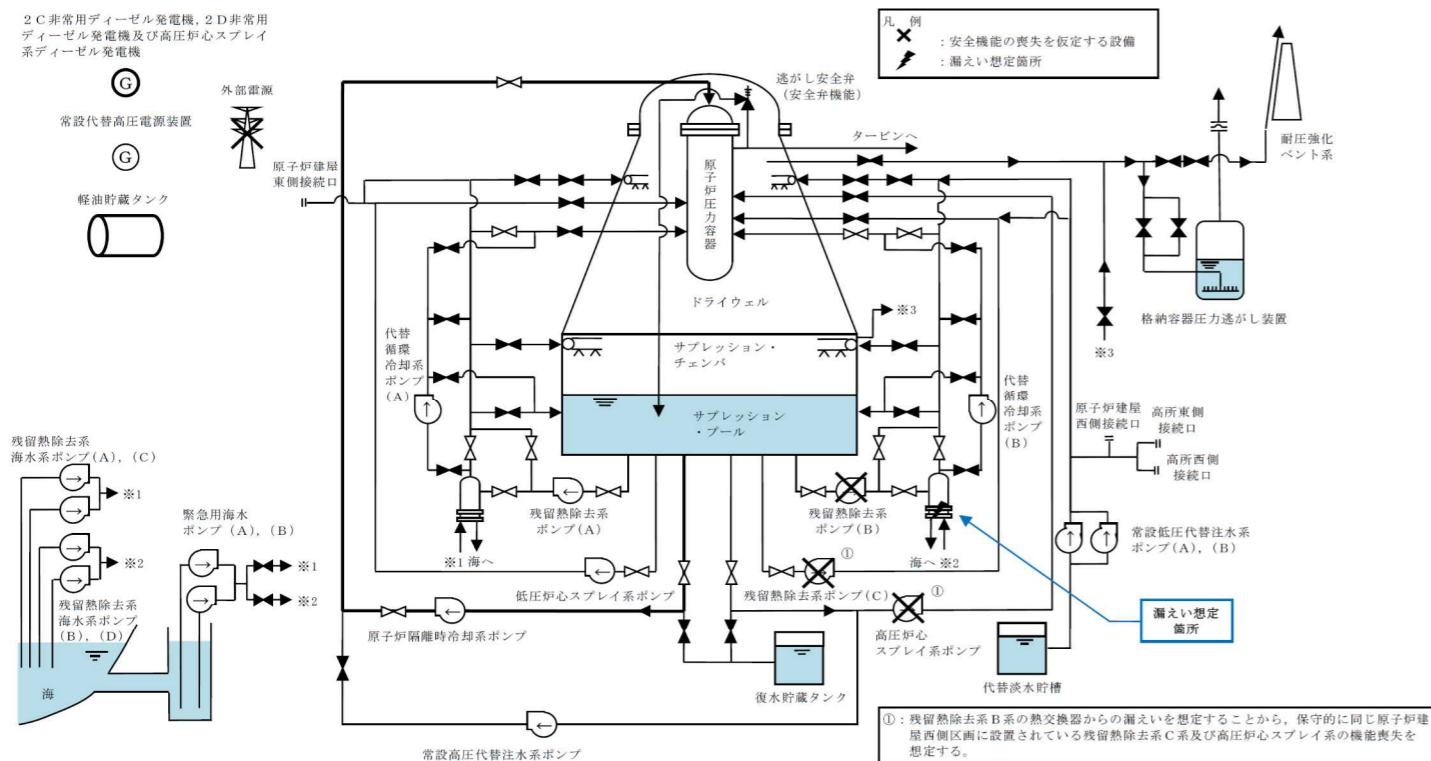
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備の時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループでは、IS-LOCAの発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.1.7-1表 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）における重大事故等対策について」において、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉圧力計（SA）、ドライウェル雰囲気温度計、ドライウェル圧力計、残留熱除去系ポンプ吐出圧力等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から10分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）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）により原子炉圧力容器の減圧を実施する。その後、破断箇所の隔離を行う。このため、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設代替高圧電源装置及び軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、原子炉隔離時冷却系、サブプレッション・チェンバ、逃がし安全弁（自動減圧機能）、低圧炉心スプレイ系、非常用ディーゼル発電機及び残留熱除去系注入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。初期の対策である逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水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」及び「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常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、常設代替高圧電源装置、経由貯蔵タンク、逃がし安全弁（自動減圧機能）、原子炉隔離時冷却系、サブプレッション・チェンバ、低圧炉心スプレイ系、非常用ディーゼル発電機及び残留熱除去系注入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7.1.7-1表 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることの確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ 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</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>低圧炉心スプレイ系による炉心の冷却を継続しつつ、健全側の残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、軽油貯蔵タンクを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、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低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 1.4 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」逃がし安全弁による原子炉圧力容器の減圧後の残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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、軽油貯蔵タンク、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、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が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備はこれらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.1.7-1表 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 低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、サブプレッション・チェンバ・プール水温が32℃を超えた時点で、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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2.7.4）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。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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>補足説明資料（添付資料 2.7.4）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が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持でき、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： 炉心冷却が維持された後に、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格納容器除熱により、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、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 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 7.1.7-1 表 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）における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 低圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉隔離時冷却系系統流量計、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）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）による原子炉圧力容器の減圧に係る計装設備として、原子炉圧力計 (SA) 等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備として、サプレッション・プール水温度計、残留熱除去系系統流量計が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</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・チェンバ・プール水温度が 32℃を超えた時点で、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧代替注水系起動操作 <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」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が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7.1.7-1 表 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）における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>	

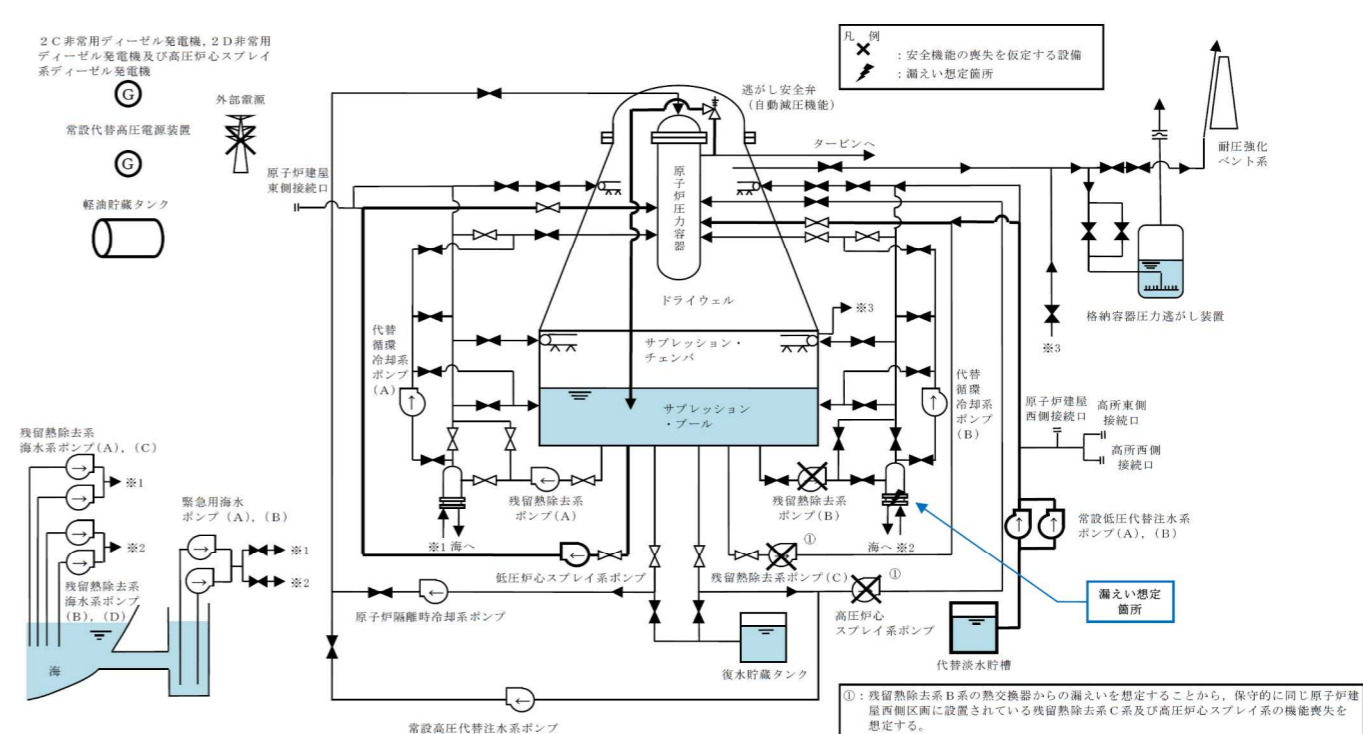
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 追補2「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙3 表1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二における対策との比較」において、炉心冷却、格納容器バイパス防止の各項目について、米国・欧州での対策との比較を行っており、東海第二の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)（i）初期の対策である低圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、逃がし安全弁（自動減圧機能）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、低圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）、逃がし安全弁（自動減圧機能）、残留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による原子炉格納容器からの除熱に係る設備として、残留熱除去系及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 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)（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。 ① 「第7.1.7-2 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>
<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。 ① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第7.1.7-2 図 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）における対応手順の概要」及び「7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。 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 <u>残留熱除去系ポンプ吐出圧力上昇</u>： 残留熱除去ポンプ吐出圧力計指示が通常時を超えたことで「系統過圧」と判断する。 <u>原子炉隔離時冷却系自動起動</u>： 機器ランプ表示警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等により起動を確認する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p><u>IS-LOCA 発生</u>： 複数のパラメータ（原子炉水位、原子炉圧力、ドライウェル圧力、ドライウェル雰囲気温度、原子炉隔離時冷却系系統流量、残留熱除去系ポンプ吐出圧力）により IS-LOCA 発生を確認する。</p> <p><u>原子炉水位制御</u>： IS-LOCA による漏洩量抑制のため、隔離操作が完了するまで原子炉水位計（広帯域）を確認し、原子炉水位をレベル 2 以下に維持する。</p> <p><u>残留熱除去系注入弁「全閉」</u>： IS-LOCA の発生を確認した場合、中央制御室からの遠隔操作が可能な注入弁以外の電動弁の閉止操作を実施する。</p> <p><u>原子炉圧力静定後、上昇傾向</u>： 原子炉隔離が完了するため、原子炉圧力の低下が止まり、上昇傾向に変わる。</p> <p><u>原子炉水位をレベル 3 からレベル 8 で維持</u>： 原子炉水位計（広帯域）を確認し、原子炉水位をレベル 3 からレベル 8 に維持する。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、中央制御室からの残留熱除去系の隔離操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、現場において異なる作業を連続して行うことはないことを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 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. 事象発生直後の中央制御室では 10 分間※1 の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認 10 分+操作時間※2 とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2 を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10 分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10 分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定において a. 及び b. に分類される操作時間の積上げについては、原則 5 分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5 分単位の切上げを行わないものとする。</p> <p>① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5 分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価と</p>

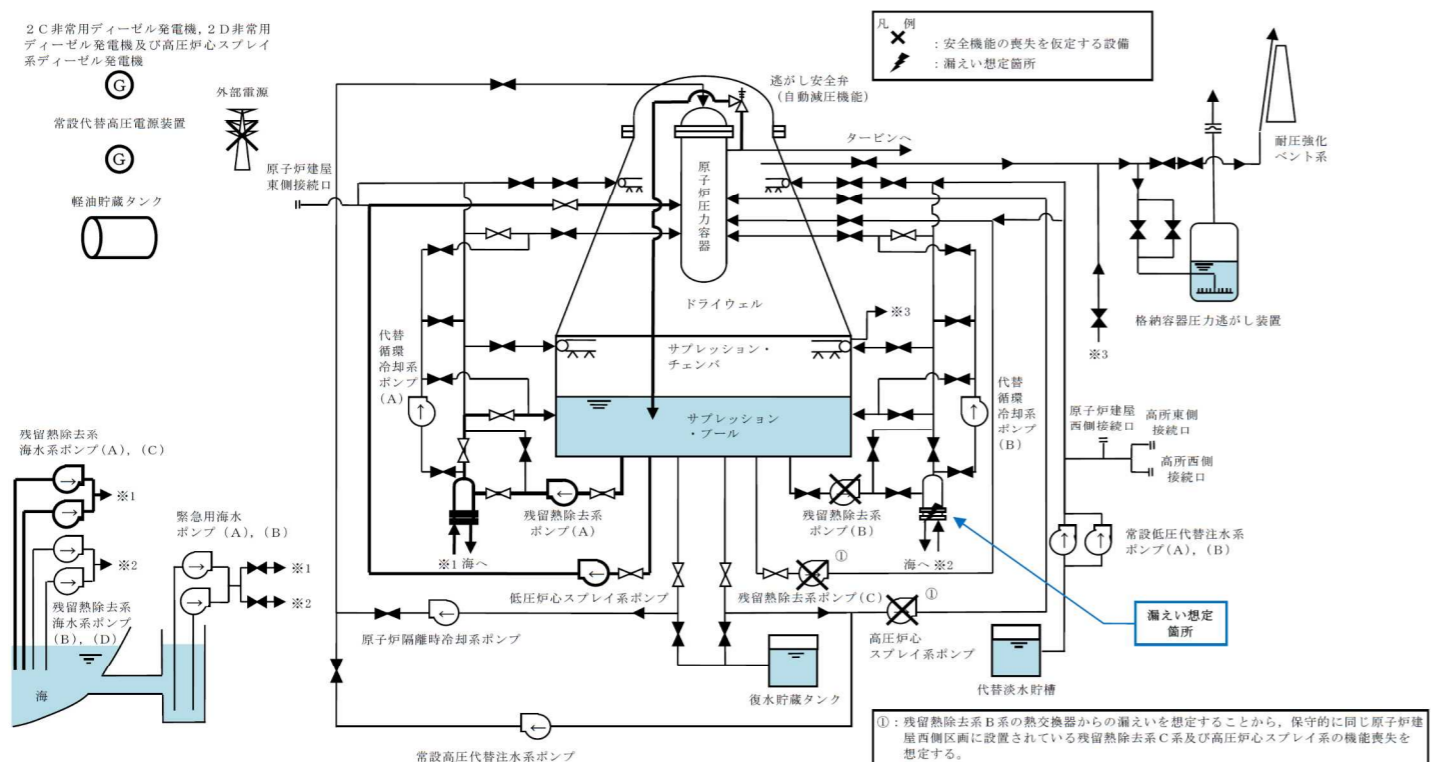
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>ならないため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>(3) 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>



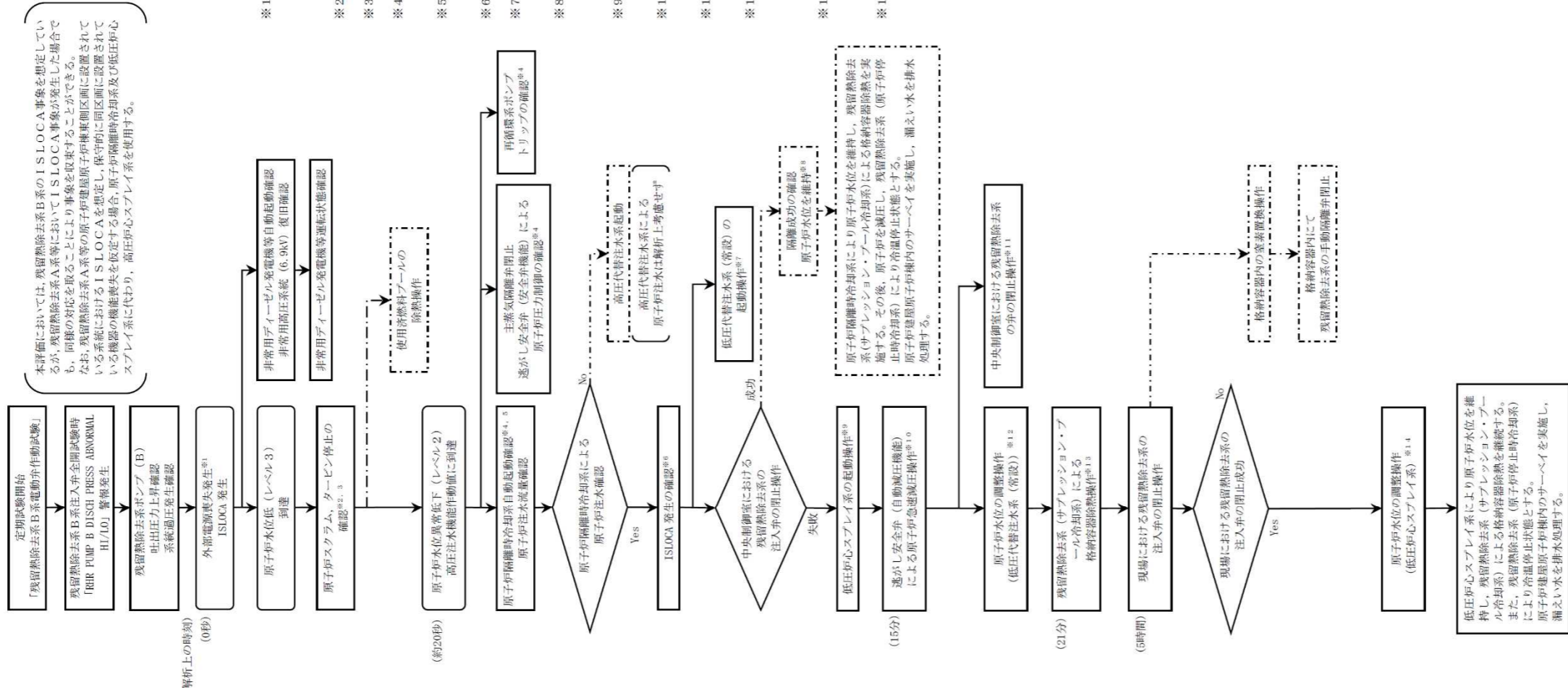
第 7.1.7-1 図 格納容器バイパス（ISLOCA）時の重大事故等対策の概略系統図（1/3）
（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水段階）



第 7.1.7-1 図 格納容器バイパス（ISLOCA）時の重大事故等対策の概略系統図（2/3）
（漏えい抑制のための原子炉減圧後の低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水段階）



第 7.1.7-1 図 格納容器バイパス（ISLOCA）時の重大事故等対策の概略系統図（3/3）
（隔離成功後の低圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び残留熱除去系による格納容器除熱段階）



- ※1 残留熱除去系の系統過圧発生時の対応として残留熱除去系注入弁の開操作を実施すると同時に外部電源喪失が発生し、当該弁の電源が喪失することを想定する。非常用ディーゼル発電機により速やかに電源は復旧するが、10分後から閉操作を開始するものとする。また、ISLOCAの発生及び外部電源の喪失に伴う給水・復水系の停止を想定する。
- ※2 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。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力、系統流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※5 原子炉水位異常低下（レベル2）にて高圧炉心スプレイス系も自動起動するが、評価上、漏えいが発生する西側区画に設置されている高圧炉心スプレイス系の機能喪失を想定している。
- ※6 複数のパラメータによりISLOCAの発生を確認する。（補足1）
- ※7 ISLOCA発生時は、外部水源の原子炉注水系統を確保するため、低圧代替注水系統（常設）を起動する。外部電源がない場合には、常設代替交流発電機設備による緊急用母線受電操作を実施する。
- ※8 原子炉圧力及び水位準動の変化、残留熱除去系の吐出圧の変化、原子炉建屋床ドレンサンプポンプ運転頻度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。
- ※9 原子炉隔離時冷却系のみで原子炉注水を実施中の場合は、漏えい抑制のための原子炉減圧操作の実施前に低圧炉心スプレイス系等を起動し低圧で注水可能な系統を確保する。
- ※10 ISLOCA発生時に中央制御室からの注入弁閉止による隔離に失敗した場合、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上を確保した後に漏えい抑制のための原子炉減圧操作を実施する。
- ※11 可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注入弁以外の電動弁の閉止操作を実施する。
- ※12 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が、漏えい抑制が完了すること及び原子炉水位異常低下（レベル2）にて高圧炉心スプレイス系の自動起動信号、主蒸気隔離弁の自動閉止信号等が受信することを踏まえ、原子炉水位異常低下（レベル2）以上で可能な限り原子炉水位を低く維持する。（補足2）
- ※13 格納容器バイパス事象であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧室に伴いサブプレッション・プール水温度が32℃以上となる場合は、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱を実施する。
- ※14 残留熱除去系の注入弁の閉止完了後は、原子炉注水を低圧炉心スプレイス系に切り替え、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。

補足2
ISLOCAの発生時は、原子炉水位異常低下（レベル2）以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。

- ・原子炉水位低（レベル3）.....約 1,372cm
- ・原子炉水位異常低下（レベル2）.....約 1,243cm
- ・高圧炉心スプレイス系注水ノズル.....約 1,217cm
- ・低圧炉心スプレイス系注水ノズル.....約 1,217cm
- ・原子炉水位異常低下（レベル1）.....約 961cm
- ・残留熱除去系注水ノズル.....約 916cm
- ・燃料貯蔵庫頂部.....約 920cm

（原子炉圧力容器底部を0cmとした相対高さを示す）

補足1
ISLOCAの発生は、隔離弁等の開操作実施時に以下のパラメータにより確認する。

- ・弁操作を実施した系統の圧力変動（残留熱除去系ポンプ吐出圧力）
- ・主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を開始されたにも関わらず原子炉圧力及び炉心水位の低下が継続（原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉隔離時冷却系流量）
- ・格納容器圧力及び空明気温度の上昇がない又は小さい（ドライウエル圧力、ドライウエル空明気温度）

監視可能であれば、以下のパラメータによる情報も勘案し総合的に確認する。

- ・原子炉建屋内空明気率上昇警報（R/B AREA RADIATION HIGH）発報
- ・原子炉建屋内ダストモニタ上昇警報（DUST MONITOR SYS ABNORMAL）発報
- ・原子炉建屋内異常漏えい警報（R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH, R/B FD SUMP LEVEL HI-HI 等）発報
- ・原子炉建屋機器ドレンサンプ温度高（R/B ED SUMP TEMP HIGH）発報
- ・区画浸水警報（R/R HX AREA FLOODING 等）発報
- ・区画温度上昇警報（R/R EQUIPMENT AREA AMBIENT TEMP HI 等）発報
- ・火災警報発報
- ・主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ発生

第7.1.7-2図 格納容器バイパス（ISLOCA）の対応手順の概要

格納容器バイパス (ISLOCA)					経過時間										備考	
					0 10 20 30 40 50 60 2 3 4 5 24 25 分 時間											
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	事象発生 ▽ 原子炉スクラム ▽ 約20秒 原子炉水位異常低下（レベル2）到達 ▽ プラント状況判断 ▽ 15分 原子炉減圧開始 ▽ 約17分 原子炉圧力3MPa [gage] 到達 ▽ 5時間 現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作完了											
	責任者	当直発電長	1人		中央監視 運転操作指揮											
	補佐	当直副発電長	1人		運転操作指揮補佐											
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人		初動での指揮 発電所内外連絡											
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)												
状況確認	2人 A, B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉スクラムの確認 ● タービン停止の確認 ● 外部電源喪失の確認 ● 給水流量全喪失の確認 ● ISLOCA発生の確認 ● 再循環系ポンプトリップの確認 ● 主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御の確認 ● 非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ● 原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 	10分											外部電源喪失の確認及び非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認は、外部電源がない場合に実施する
中央制御室における残留熱除去系の注入弁の閉止操作	【1人】 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ● 残留熱除去系の注入弁の閉止操作（失敗） ● 残留熱除去系のレグシールポンプの停止操作 	2分											
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	【1人】 B	-	-	● 常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分											
低圧炉心スプレイ系の起動操作	【1人】 A	-	-	● 低圧炉心スプレイ系の起動操作	2分											
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作	【1人】 B	-	-	● 逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の手動開放操作	1分											
常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の起動操作	【1人】 A	-	-	● 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	3分											
残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール冷却操作	【1人】 B	-	-	● 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール冷却操作	6分											
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））	【1人】 A	-	-	● 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の調整操作	漏えい抑制のため原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル2）以上で可能な限り低めに維持											
中央制御室における残留熱除去系の弁の閉止操作	【1人】 A	-	-	● 残留熱除去系熱交換器出入口等の閉止操作	適宜実施										解析上考慮しない	
現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作	-	3人 C, D, E	1人 a	<ul style="list-style-type: none"> ● 防護具装備/装備補助 ● 残留熱除去系の注入弁閉止操作のための現場移動 ● 残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作 	115分										移動:67分（放射線防護具着用含む） 現場隔離操作:48分	
原子炉水位の調整操作（低圧炉心スプレイ系）	【1人】 B	-	-	● 低圧炉心スプレイ系による原子炉水位調整操作	原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持											
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	● 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施										解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する	
				● 緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作											20分	
				● 代替燃料プール冷却系の起動操作											15分	
必要要員合計	2人 A, B	3人 C, D, E	1人 a													

第 7.1.7-3 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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「インターフェイスシステム LOCA」のみであることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・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。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡等を取り扱うことができる SAFER を用いることを確認した。SAFER の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要員が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、外部電源が喪失することにより、給水・復水系による原子炉圧力容器への給水が行えなくなるため、原子炉水位の低下が早くなり、炉心冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起回事象として、残留熱除去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 B 系の熱交換器フランジ部（※1）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 1 弁となる系統（※2）のうち、破断箇所からの漏えい量が多くなる観点で、最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部を有する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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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 インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ IS-LOCA の破断面積と設定の考え方を確認。 	<p>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約 21cm² とすることを確認した。また、残留熱除去系 B 系の機能喪失に加えて、残留熱除去系 B 系の熱交換器が設置されている原子炉建屋西側は、インターフェイスシステム LOCA の発生により高温多湿となることから、保守的に原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系が機能喪失するものとすることを確認した。</p> <p>(※1) 原子炉建屋東側に設置されている残留熱除去系 A 系の熱交換器フランジ部に破損を想定し、原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル 2）に到達した場合には、同じ原子炉建屋東側に設置されている原子炉隔離時冷却系は機能喪失している可能性があるため、原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイ系の自動起動により炉心の冷却を行うこととなる。一方、原子炉建屋西側に設置されている残留熱除去系 B 系の熱交換器フランジ部に破損を想定する場合、同じ原子炉建屋西側に設置されている高圧炉心スプレイ系は機能喪失している可能性があるため、原子炉圧力容器を減圧する前に原子炉建屋東側に設置されている低圧炉心スプレイ系の手動起動が必要になることから運転員等操作の観点で厳しい設定となる。</p> <p>(※2) 出力運転中に隔離弁の開閉試験を行い、かつ開閉試験時に隔離弁が 1 弁となる系統として、具体的には、残留熱除去系原子炉注入配管及び低圧炉心スプレイ系注入配管が挙げられている。上記以外に、隔離弁の開閉試験を行う系統としては、高圧炉心スプレイ系注入配管及び原子炉隔離時冷却系原子炉圧力容器頂部スプレイ配管が挙げられているが、いずれの系統においても、高圧設計配管と低圧設計配管を分離する隔離弁が低圧設計配管までに 3 弁設置されている。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の吸込配管及び注入配管は低圧設計配管まで 2 弁であるものの、運転中に定期試験は行われぬ。</p> <p>② 「第 7.1.7-2 表 主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、炉心入口温度、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 故障を想定した設備の復旧には期待しない。 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心注水に用いる系統の流量 ・ 減圧に用いる逃がし安全弁の数及び流量 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>2)(i) <u>原子炉隔離時冷却系は原子炉水位異常低下（レベル 2）で自動起動し、原子炉圧力容器の減圧と同時に停止するものとする。原子炉圧力容器への注水流量は設計値である 136.7m³/h 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）7 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。低下代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、原子炉圧力に応じた常設低下代替注水系ポンプ 2 台の注水特性に従うもの（最大 378m³/h）とする。低下炉心スプレイ系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注水特性に従うもの（最大 1,561m³/h）とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.1.7-2 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> 原子炉水位異常低下（レベル 2）で自動起動し、136.7m³/h（7.86～1.04MPa[gage]において）（設計値）の流量で注水するものとする。</p> <p><u>低下炉心スプレイ系：</u> 最大 1,561m³/h（0.69MPa[dif]において）（設計値）の流量で注水するものとする。</p> <p><u>低下代替注水系（常設）：</u> 最大 378m³/h で注水するものとする。（設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定）</p> <p><u>逃がし安全弁：</u> 原子炉急速減圧は、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個を使用するものとし、逃がし安全弁（自動減圧機能）の容量は設計値を用いる。</p> <p>(ii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している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</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>力容器の減圧の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>ートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱、原子炉水位調整については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p>IS-LOCA 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、当直運転員（中央制御室）2名、当直運転員（現場）3名、重大事故等対応要員（現場）1名にて作業を実施した場合、IS-LOCA 発生から破断箇所の隔離完了まで約5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</u> の減圧の開始時間は、インターフェイスシステム LOCA の発生確認、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離操作、隔離操作の失敗判断及び低圧炉心スプレイ系の起動操作を考慮し、事象発生から15分後とする。低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水は、破断箇所の隔離が終了するまで、原子炉水位低（レベル3）以上に維持し、破断箇所の隔離後に停止する。低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水は、破断箇所の隔離成功までの期間において外部水源による注水を優先するため、原子炉水位低（レベル3）到達後に停止するものとし、破断箇所の隔離後、原子炉圧力容器への注水を再開し、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離は失敗することとし、破断箇所隔離操作は、原子炉冷却材漏えいにより温度が上昇した原子炉建屋内のアクセスルート及び現場操作場所が作業可能な温度に低下するまでの時間を考慮して、事象発生から3時間後に現場で開始するものとし、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115分を考慮し、事象発生から5時間後に終了するものとすることを確認した。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）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）の操作時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異が考えられるため、操作条件に対する不確かさの影響評価を行うことを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉注水量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 逃がし安全弁流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 	<p>1)(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.1.7.2(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。</p> <p>② 第7.1.7-4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> <p>③ 第7.1.7-8図より逃がし安全弁（自動減圧機能）の開操作に伴う逃がし安全弁の蒸気流量が確認できること、第7.1.7-7図より、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量を確認できることから、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧並びに原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に関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7.1.7-5図、第7.1.7-6図、第7.1.7-9図、第7.1.7-10図より、高圧炉心注水系による原子炉圧力容器内への注水により、原子炉水位及び原子炉圧力容器内の保有水量が回復していること、炉心は冠水状態を維持していることから燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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>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>（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>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>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、IS-LOCA の評価項目となるパラメータについては、<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、原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）及び低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）により原子炉圧力容器を減圧することで、破断箇所からの原子炉冷却材の漏えいが抑制される。これらにより、PCT は事象発生前の値約 309℃を上回ることがなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 8.09MPa[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>ことを確認した。また、<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（安全弁機能）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 燃料被覆管温度は、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧による破断箇所からの漏えい量の抑制、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水により炉心は冠水状態にあることから、事故発生当初の温度（約 309℃）以下にとどまり、評価期間を通じて 1,200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は 15%以下となることを確認した。</p> <p>② 本重要事故シーケンスでは高圧炉心注水系の漏えいを想定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は、約 8.09MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を下回っていることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の圧力及び温度は、原子炉圧力容器の減圧及び破断箇所隔離後の原子炉格納容器内への蒸気流入により上昇する。一方、設計基準事故「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」においては、事象開始から原子炉格納容器内に冷却材が流出し続ける事故を想定し解析しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、それぞれ約 0.25MPa[gage]及び約 136℃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、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）及び低圧炉心スプレイ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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、IS-LOCAの場合については、<u>低圧炉心スプレイ系による炉心の冷却の継続及び健全側の残留熱除去系（サブレーション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.1.7-4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5時間後に残留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し、低圧炉心スプレイ系による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉の安定停止状態が維持できることを確認した。また、残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、原子炉格納容器の安定状態が確立し、安定状態が維持できることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

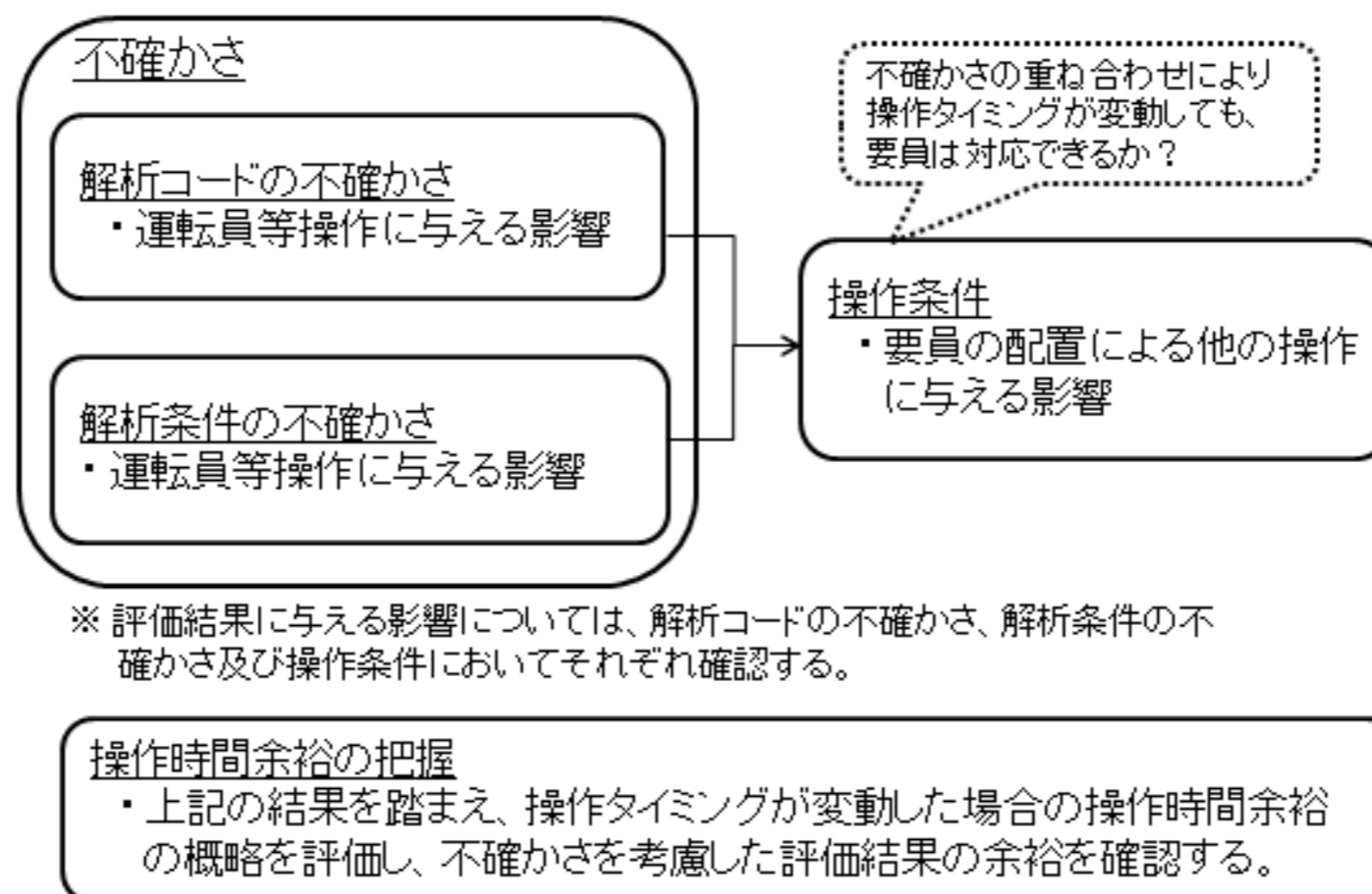
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1) (i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作にかかる不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象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）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。</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（東海第二）
<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) (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。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも運転員等の操作時間に与えることはないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>1) (i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、SAFER の燃料被覆管温度の評価結果は、炉心が冠水維持される場合、試験データと概ね一致する。有効性評価解析においても、炉心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。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作時間に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR インターフェイスシステム LOCA の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等</p> <p>④ 外部電源の有無</p> <p>⑤ 炉心注水に用いる系統の流量</p>	<p>1) (i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる最大線出力密度等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m～約 41kW/m であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系の自動起動により行われ、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 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下が緩和されるが、操作手順（炉心冠水操作）に変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給水・復水系による給水がない外部電源を喪失した状態を解析条件に設定している。なお、外部電源がある場合は、外部電源から電源が供給されることから、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>⑤ 機器条件の原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）の注水量は、本解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であるため、運転員等の操作時間に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p>	<p>1) (i) 解析条件が評価結果に与える影響について、<u>最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m～約 41kW/m である。このため、実際の燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。外部電源がある場合は、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、原子炉圧力容器内の水位の減少が緩やかとなる。本重要事故シーケンスでは、炉心の冷却が維持されており、燃料被覆管温度は初期値を上回ることがないことから、評価項目を満足することに変わりはない</u>ことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の最大線出力密度は、解析条件の 44.0kW/m に対して最確条件は約 33kW/m～約 41kW/m であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合、燃料被覆管温度の上昇が緩和されると考えられるが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は概ね冠水維持されるため、燃料</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>被覆管の最高温度は初期値（約 309℃）を上回ることにはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <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 31GWd/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ることから、原子炉の水位低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>③ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給水・復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を解析条件に設定している。仮に外部電源がある場合は、外部電源から電源が供給されることから、原子炉圧力容器への給水機能は維持され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>⑤ 機器条件の原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）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 2.7.5 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（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水により、炉心は冠水維持されるため、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び残留熱除去系の破断箇所隔離操作のタイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>② 逃がし安全弁（自動減圧機能）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、残留熱除去系の破断箇所隔離操作は現場で行う操作であり、中央制御室で操作を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）による原子炉圧力容器の減圧操作開始は事象発生から 15 分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、減圧操作の開始前に低圧炉心スプレイ系を手動起動していることから炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することに変わりはない。破断箇所の隔離操作は事象発生から 5 時間後に終了するとしているが、隔離の有無に関わらず、低圧代替注水系（常設）により、炉心の冷却が維持されることから、操作時間には余裕がある</u>ことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まった場合、減圧時点の崩壊熱が高くなるが、原子炉隔離時冷却系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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>② 残留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、低圧代替注水系（常設）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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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) (i) 隔離弁の操作時間余裕について、以下のとおり確認した。</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧操作開始を事象発生から 15 分後としている。原子炉圧力容器の減圧により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失するものの、減圧操作の開始前に低圧炉心スプレイ系を手動起動していることから炉心の冷却が維持されるため、操作開始が変動したとしても、評価項目を満足することに変わりはない。</u></p> <p><u>破断箇所の隔離操作は事象発生から 5 時間後に終了するとしているが、隔離の有無に関わらず、低圧代替注水系（常設）により、炉心の冷却が維持され</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>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）による原子炉減圧操作については、原子炉隔離時冷却系により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 高圧炉心注水系の破断箇所の隔離操作は、隔離操作の有無に関わらず、低圧代替注水系（常設）の原子炉注水継続により、炉心は冠水維持されることから、時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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。</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。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、12 名である。これに対して、災害対策要員（初動）は 39 名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員等を確保できていることから、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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、常設代替高圧電源装置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等によって給電を行うものとする事及び重大事故等対策時に必要な負荷は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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、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低圧炉心スプレイ系による炉心の冷却並びに残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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・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。低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却を事象発生から7日間行った場合に必要となる水は、約490m³である。これに対して、代替淡水貯槽に約4,300 m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p>
<p>(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、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替高圧電源装置2台を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は合計約755.5kL、緊急時対策所用発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約70.0kLである。これに対して、軽油貯蔵タンクに約800kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kL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（東海第二）
<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、低圧代替注水系（常設）及び低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、低圧代替注水系（常設）及び低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（高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 B 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、原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）及び低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）による原子炉減圧及び運転員の破断箇所隔離により炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態に導くために、残留熱除去系（サプレッション・ブール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱等の対策が整備されていることを確認した。さらに、対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>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>

津波浸水による最終ヒートシンク喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.8-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.8-2
(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	2.8-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.8-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.8-14
(1) 有効性評価の方法	2.8-14
(2) 有効性評価の条件	2.8-16
(3) 有効性評価の結果	2.8-20
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.8-23
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.8-24
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.8-26
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	2.8-26
b. 操作条件	2.8-28
(3) 操作時間余裕の把握	2.8-29
4. 必要な要員及び資源の評価	2.8-30
5. 結論	2.8-32

東海第二発電所に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項

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（東海第二）
<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「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」における事故シーケンスは、以下の4つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p><津波区分1 (T.P. +20m~T.P. +22m)></p> <ul style="list-style-type: none"> ・最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後RCIC停止） ・最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗 ・最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗 <p><津波区分2 (T.P. +22m~T.P. +24m)></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失） <p>なお、事故シーケンスグループ「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」（以下本節において「本事故シーケンスグループ」という。）は、第37条の設置許可基準規則解釈に基づき、PRAを実施した結果、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループとして新たに追加されたものである。</p> <p>本事故シーケンスグループでは、基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下本節において「敷地に遡上する津波」という。）（※）によりアクセスの一部制限、海水を取水する機能の喪失及び全交流動力電源喪失が重畳した場合において、炉心損傷防止対策に有効性があるかを確認した。</p> <p>申請者は、本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスでは、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水を実施し、サブプレッション・プール水温度の上昇に伴い外部水源を用いた低圧代替注水系（可搬型）による注水に移行するとしている。さらに、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した可搬型設備及び接続口を含めた重大事故等対策の有効性を評価する観点から、交流動力電源は24時間使用できないものとしている。</p> <p>本節では、「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失 1-1全交流動力電源喪失（長期TB）」及び「IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失 1-1崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」（緊急用海水系に関する事項）と共通する事項を省略し、本事故シーケンスグループに特有の事項を中心に記載する。</p> <p>（※）本事故シーケンスグループでは、T.P. +20m~T.P. +22m（津波区分1）及びT.P. +22m~T.P. +24m（津波区分2）の津波を想定している。なお、重要事故シーケンスは、T.P. +22m~T.P. +24m（津波区分2）の津波を想定している。</p>

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第1-4表 重要事故シーケンス等の選定」）

津波浸水による最終ヒートシンク喪失	<p>◎ ①原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）</p> <p>— ②最終ヒートシンク喪失（蓄電池枯渇後RCIC停止）</p> <p>— ③最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗</p> <p>— ④最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・津波防護対策 ・原子炉隔離時冷却系 ・手動減圧 ・低圧代替注水系（可搬型） ・残留熱除去系 ・緊急用海水系 ・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備 	<table border="1"> <tr> <td>高</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>中</td> </tr> <tr> <td>中</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>高</td> </tr> <tr> <td>中</td> <td>高</td> <td>中</td> <td>低</td> </tr> <tr> <td>中</td> <td>中</td> <td>中</td> <td>低</td> </tr> </table>	高	高	高	中	中	低	中	高	中	高	中	低	中	中	中	低	<p>a. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シーケンスでは、建屋内の多くの設備が機能喪失することから「高」とした。最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シーケンスは、除熱を必要とする設備が機能喪失することから「中」とした。</p> <p>b. 事象初期から原子炉への注水に失敗している事故シーケンスは「高」、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に成功している事故シーケンスは「低」とした。逃がし安全弁再閉鎖失敗により原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故シーケンスは、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまで炉心への注水が継続されるため、事象初期から注水に失敗している事故シーケンスと比較して事象進展が遅いことから「中」とした。</p> <p>c. 原子炉建屋内浸水を起因とする事故シーケンスは、津波防護対策に要求される防護高さも高くなることから「高」とし、最終ヒートシンク喪失を起因とする事故シーケンスは「中」とした。</p> <p>d. 最もCDFの高いドミナントシーケンスを「高」、事故シーケンスグループ別CDFに対して1%以上の事故シーケンスを「中」、1%未満の事故シーケンスを「低」とした。</p>	<p>a. の着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして、津波浸水により建屋内の多くの設備が機能喪失する①を抽出した。</p> <p>b. の着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして①、③を抽出した。</p> <p>c. の着眼点について、「高」と考えた事故シーケンスとして①を抽出した。</p> <p>d. 頻度の観点では②が支配的となった。</p> <p>以上より、①を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお、②は頻度の観点では支配的となるが、津波防護対策に要求される防護高さは津波高さが高くなる①に包絡される。また、有効と考えられる主な対策に差異がないため、①の事故シーケンスは②～④の事故シーケンスに対して包絡性を有しているものとする。</p>
高	高	高	中																		
中	低	中	高																		
中	高	中	低																		
中	中	中	低																		
◎ 重要事故シーケンスとして選定した事故シーケンス		審査ガイドの着眼点a～dに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。																			

(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（東海第二）
<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>1) (i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、敷地に遡上する津波により海水を取水する機能が喪失する。さらに、敷地に遡上する津波が原子炉建屋内に浸水した場合に、原子炉隔離時冷却系及び直流電源が喪失し、全ての原子炉注水機能が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、「敷地に遡上する津波により海水取水設備及び原子炉建屋内設備への浸水が発生し、崩壊熱除去機能及び原子炉注水機能が喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、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であることを確認した。</p> <p>なお、当該事故シーケンスグループは、想定する津波高さにより敷地が浸水することから、補足説明資料（添付資料 2.8.1）において、本事故シーケンスグループにおける最大の津波高さである T.P. +24m の津波による敷地内浸水評価が実施されており、敷地内の最大浸水深分布が示されていることを確認した。また、この敷地内の最大浸水深分布により、非常用海水ポンプが機能喪失することに加え、津波が原子炉建屋 1 階床面高さである EL. +8.2m まで到達するため、対策を講じない場合原子炉建屋内への浸水が発生し、複数の緩和機能が喪失することを確認した。</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>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、敷地に遡上する津波に対して原子炉建屋の浸水防止対策を実施し原子炉隔離時冷却系及び直流電源等を防護することで、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への高圧注水を維持しつつ、原子炉圧力容器の減圧及び可搬型の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するとともに、代替交流動力電源による給電を行い、代替の海水取水機能を用いて原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。</p> <p>可搬型の代替注水設備による低圧注水及び格納容器スプレイを行うためには、敷地に遡上する津波によりアクセスルート上に散乱した漂流物を撤去する必要があるが、これを不要とするため、可搬型の代替注水設備の保管場所、接続口及び水源を敷地に遡上する津波が到達しない高台に設置する必要がある」としていることを確認した。</p> <p>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、敷地に遡上する津波に対する津波防護対策を実施した設備による炉心冷却、格納容器冷却及び格納容器除熱の機能であり、原子炉建屋（原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、逃がし安全弁（自動減圧機能）、残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備等を内包）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、緊急用海水系、常設代替交流電源設備に対して敷地に遡上する津波への防護対策を実施する必要があることを確認した。また、具体的な初期の対策として、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系、低圧代替注水系（可搬型）、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段を整備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代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段並びに緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱手段を整備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（東海第二）
<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、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1) (i) 本事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失（外部電源が喪失し、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からの受電に失敗）、原子炉注水の成功、原子炉格納容器からの除熱の成功を判別する必要があるが、これらを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について」において、原子炉隔離時冷却系系統流量計、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、低圧代替注水系原子炉注水流量計（常設ライン用）、ドライウエル雰囲気温度計、サプレッション・チェンバ雰囲気温度計等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備について次のとおり確認した。</p> <p>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、原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却する。このため、125V 系蓄電池 A 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、原子炉隔離時冷却系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（※）。</p> <p>さらに、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による炉心の冷却を実施する。このため、125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備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、逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける。</p> <p>（※）「初期の対策」及び「安定状態に向けた対策」において使用する重大事故等対処設備の敷地に遡上する津波に対する防護対策については、「IV-3. 5. 2 敷地に遡上する津波に対する耐津波設計方針」において記載している。</p> <p>初期の対策である原子炉隔離時冷却系による注水操作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」、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧に係る手順については、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、低圧代替注水系（可搬型）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」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、原子炉隔離時冷却系、サプレッション・チェンバ、逃がし安全弁（自動減圧機能）、125V 系蓄電池 A 系、125V 系蓄電池 B 系、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備用軽油タンク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 7.1.8-1 表 「津波浸水による最終ヒートシンク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>また、対策に使用する重大事故等対処設備の敷地に遡上する津波（T.P. +20m～T.P. +24m）に対する防護対策について、「重大事故等対処設備（第 4 3 条）」において、対策が講じられていることを確認した。具体的な津波防護対策の確認内容は、重大事故等対処設備（第 4 3 条）の確認事項へ。</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次のとおり確認した。</p> <p>安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開維持及び低圧代替注水系（可搬型）により、炉心の冷却を継続するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（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、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備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。</p> <p>さらに、常設代替高圧電源装置による給電を開始した後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）により炉心の冷却及び格納容器スプレイを実施し、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）により原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク及び緊急用海水ポンプを重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及びサプレ</p>

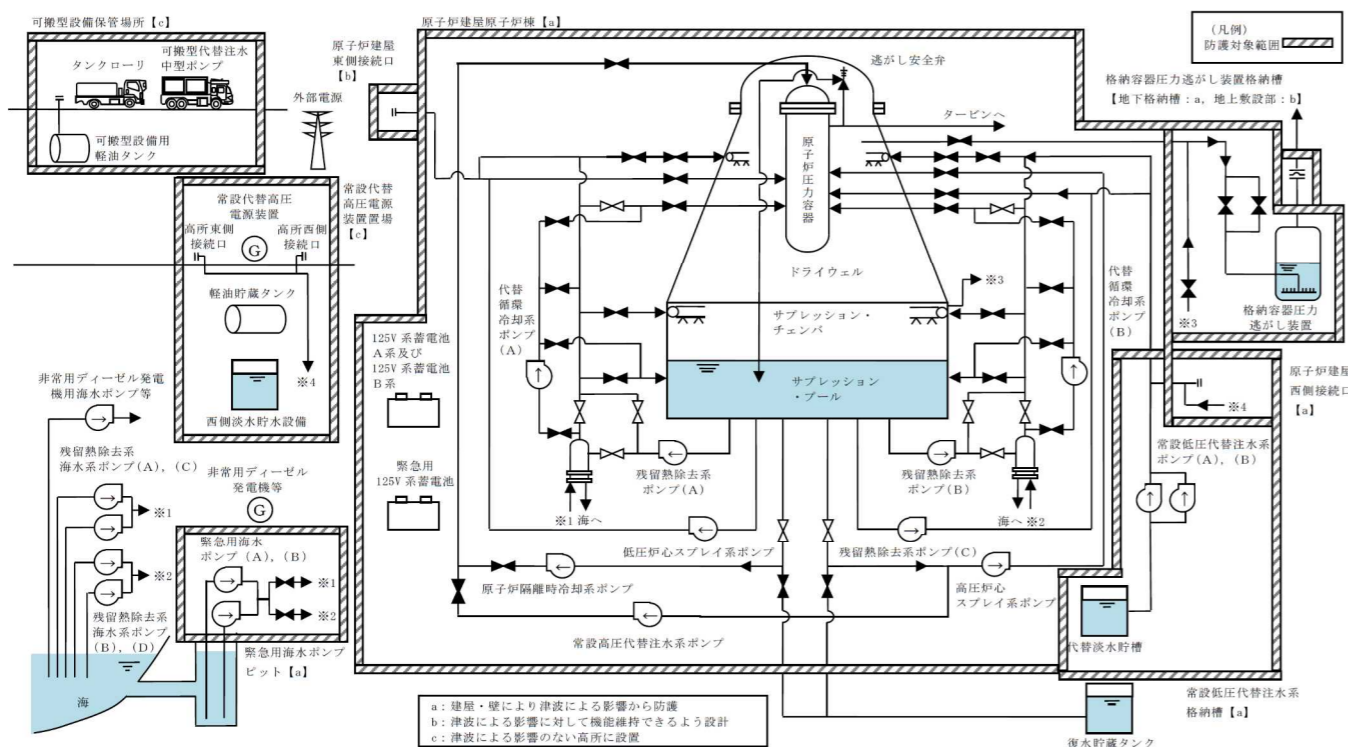
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらなる対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</p>	<p>ツシヨン・チェンバを重大事故等対処設備として位置付ける（※）。</p> <p>（※）「初期の対策」及び「安定状態に向けた対策」において使用する重大事故等対処設備の敷地に遡上する津波に対する防護対策については、「IV-3. 5. 2 敷地に遡上する津波に対する耐津波設計方針」において記載している。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替格納容器スプレイ冷却系（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. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（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及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱については、「技術的能力 1. 5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、常設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、可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、緊急用海水ポンプ、残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）、サブプレッション・チェンバ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7. 1. 8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク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>また、対策に使用する重大事故等対処設備の敷地に遡上する津波（T. P. +20m～T. P. +24m）に対する防護対策について、「重大事故等対処設備（第 4 3 条）」において、対策が講じられていることを確認した。具体的な津波防護対策の確認内容は、重大事故等対処設備（第 4 3 条）の確認事項へ。</p> <p>② 逃がし安全弁（自動減圧機能）を開維持することで、低圧代替注水系（可搬型）による注水を継続できることから、炉心の冷却状態を維持できることを確認した。また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却については、事象発生から約 13 時間後に、さらに、常設代替交流電源設備による給電を開始した後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を行うことで、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℃を下回る。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2. 3. 1. 4）において、「ドライウェル雰囲気温度は、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℃を上回ることはなく、原子炉格納容器安定状態を維持できることを確認した。」ことが示されている。（事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同様の評価結果となるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」の添付資料を参照した）</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料 2. 3. 1. 4）において、「③の対策を継続すること又は残留熱除去系機能を復旧し除熱を行うことにより、長期的な状態維持が可能である。」ことが示されている。（事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同様の評価結果となるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」の添付資料を参照した）</p> <p>補足説明資料（添付資料 2. 3. 1. 4）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態の定義は、「原子炉安定停止状態は、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が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持でき、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」、「格納容器安定状態は、炉心冷却が維持された後に、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格納容器除熱により、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、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」としていることが示されている。</p> <p>（事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同様の評価結果となるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」の添付資料を参照した）</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7. 1. 8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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 全交流動力電源喪失の場合を参照)</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>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による原子炉圧力容器への高圧注水、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧注水に係る計装設備として、原子炉隔離時冷却系系統流量計、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉圧力計（SA）、低圧代替注水系原子炉注水流量計（常設ライン用）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）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、ドライウェル圧力計、サブプレッション・チェンバ圧力計、残留熱除去系系統流量計等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (BWR 全交流動力電源喪失の場合を参照)</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 原子炉格納容器内の圧力が 0.279MPa[gage]に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却を開始すること、常設代替高圧電源装置による給電開始後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を開始し、原子炉格納容器内の圧力が 0.0137MPa[gage]まで低下した場合に残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱に切り替えることが示されており、初期の対策から安定状態に向けた対策へ切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機等による交流動力電源回復操作 ・ 高圧代替注水系による原子炉注水操作 ・ 代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作 ・ 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ操作 <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 1.14 電源の確保に関する手順等」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各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、各事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.1.8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p>	<p>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の選定について 別紙 3 表 1 諸外国における炉心損傷防止対策と東海第二発電所の対策との比較」において、炉心冷却、原子炉減圧、最終ヒートシンク、給水源、電源設備（交流電源及び直流電源）の各項目において、諸外国（米国及び欧州）での対策との比較を行っており、東海第二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>

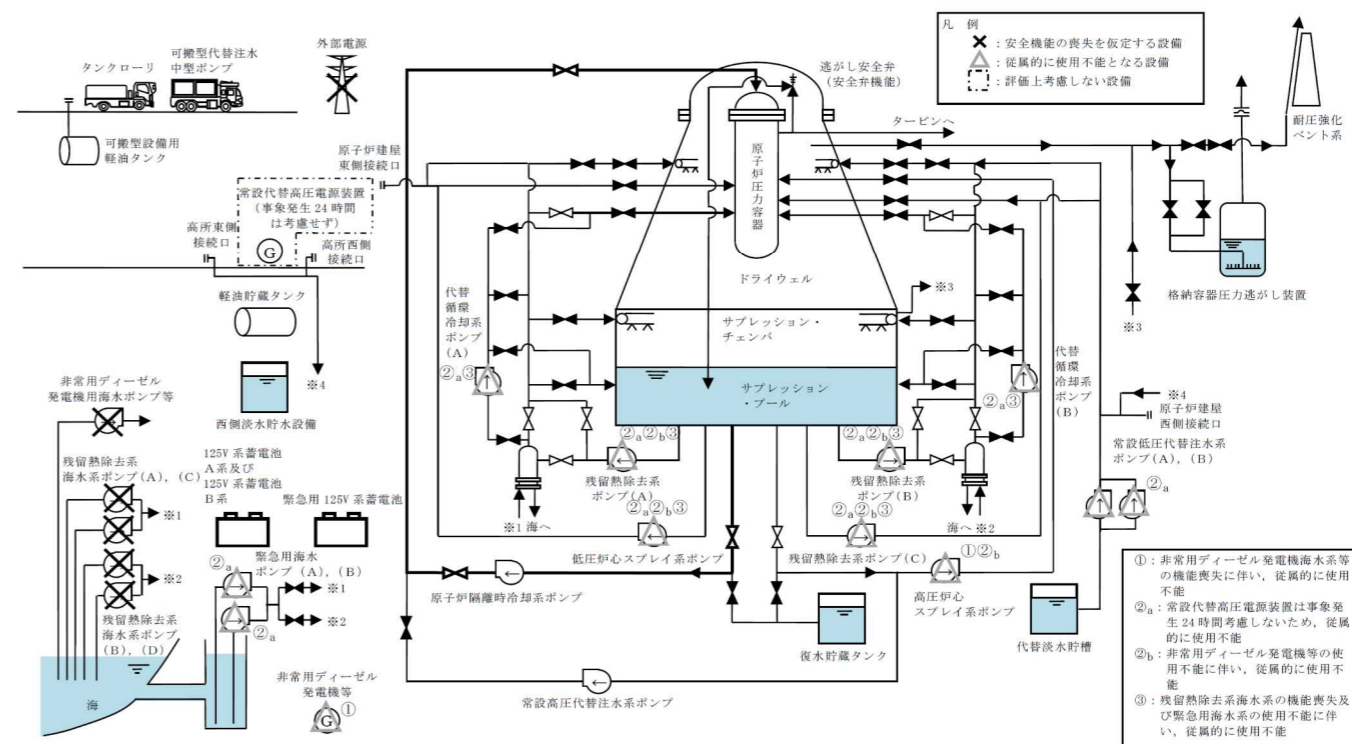
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 高圧注水に関連する設備として原子炉隔離時冷却系ポンプ、サプレッション・チェンバ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。代替交流電源に関する設備として常設代替高圧電源装置及びこれらを接続する設備等が概略系統図に示されていることを確認した。原子炉減圧に関連する設備として逃がし安全弁及びこれらを接続する設備等が概略系統図に示されていることを確認した。低圧注水に関連する設備として可搬型代替注水中型ポンプ、西側淡水貯水設備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除去系ポンプ、緊急用海水ポンプ、サプレッション・チェンバ及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。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>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.1.8-3 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第 7.1.8-3 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失の対応手順の概要」、「7.1.8.1(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「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失発生</u>：外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となった場合。</p> <p><u>原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の実施</u>：中央制御室にて機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、系統流量等により起動を確認。</p> <p><u>原子炉急速減圧及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の実施</u>：低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後に、逃がし安</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>全弁（自動減圧機能）7個を手動開操作し原子炉を急速減圧することで原子炉注水を開始。 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却開始：格納容器圧力が0.279MPa[gage]到達。 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水の実施：常設代替高圧電源装置による交流電源供給確認後、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水系を手動起動し、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を停止して残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始。 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱：原子炉水位を原子炉水位高（レベル8）まで上昇させた後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水系）運転から残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）運転に切り替える。 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱の停止：残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）運転時に、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）まで低下した場合は、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の運転を停止し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を実施。その後、原子炉水位高（レベル8）まで原子炉水位が回復した後、原子炉注水を停止し、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の運転を再開。 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱への切替え：残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の運転時に、格納容器圧力が0.0137MPa[gage]まで低下した場合は、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱に切り替える。</p>
<p>5) 各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。 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。 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。 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。 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） ・ 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</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「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」、「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 1.14 電源の確保に関する手順等」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。 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 1.2 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 1.14 電源の確保に関する手順等」等と整合していることを確認した。 ③ 有効性評価においては、交流電源回付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。 ④ 各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。 ⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定） 6.3.5 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>

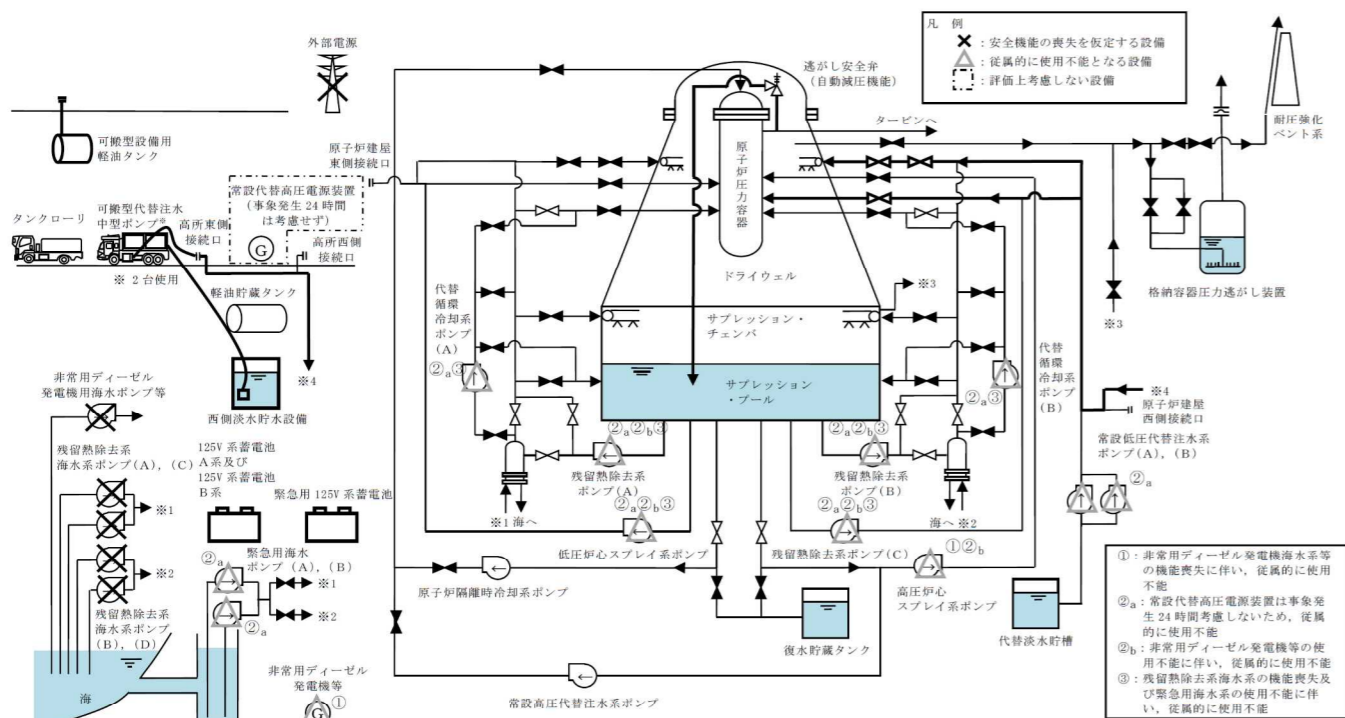
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>んでいること。</p>	<p>起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 事象発生直後の中央制御室では10分間※1の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間※2とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定においてa.及びb.に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <p>① 原子炉スクラム失敗時の対応操作 原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧 時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作 原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5.重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



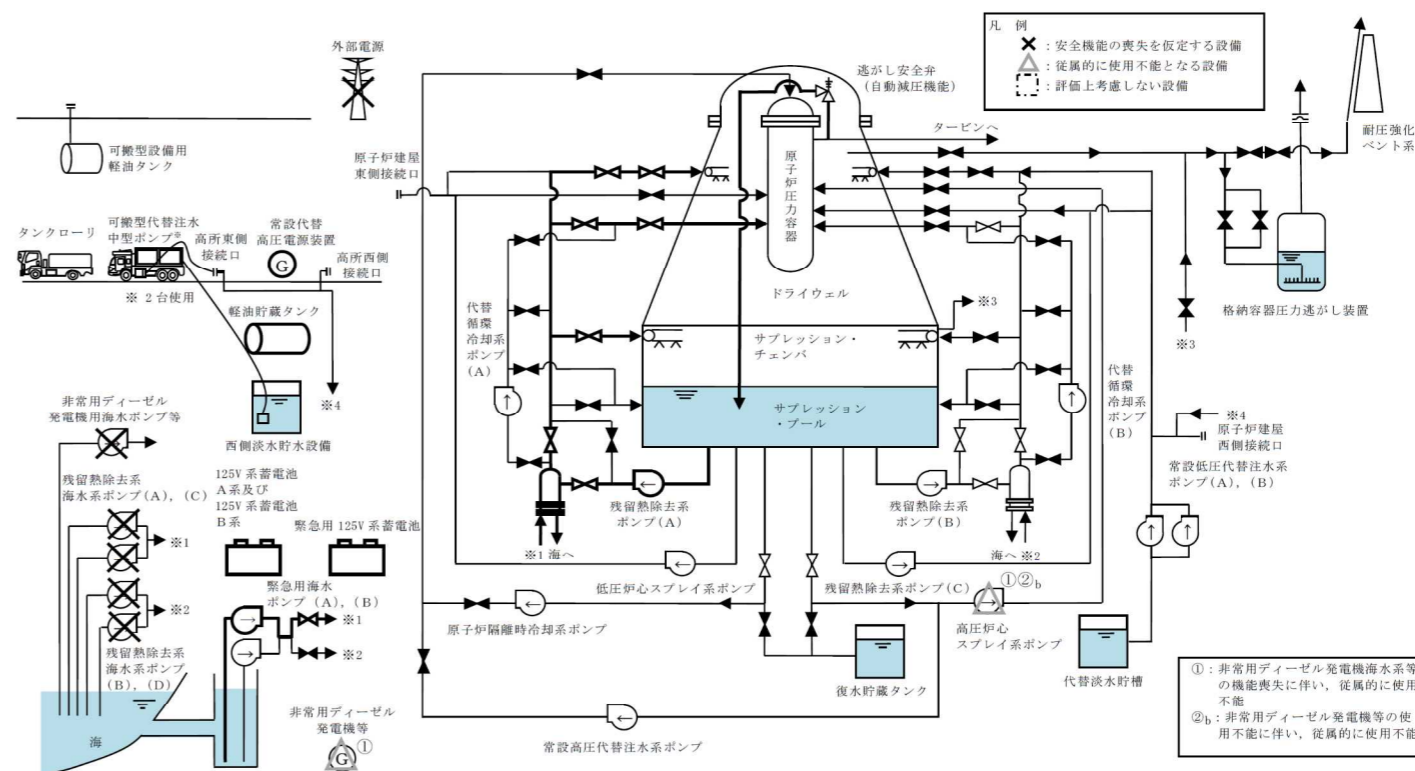
第 7.1.8-1 図 敷地に遡する津波への防護対策概要



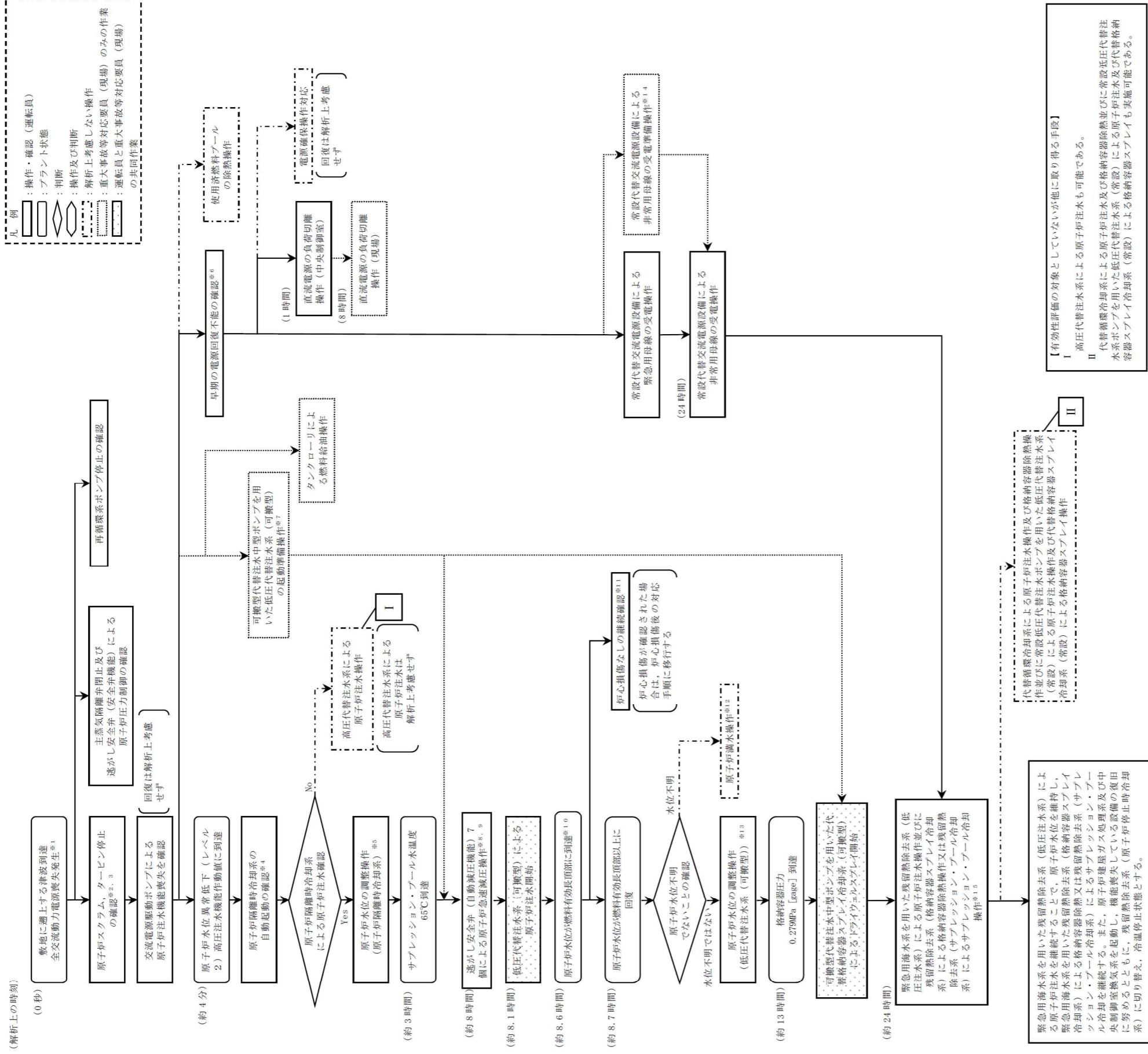
第 7.1.8-2 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)
(原子炉隔離時冷却系による原子炉注水段階)



第 7.1.8-2 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)
(低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却段階)



第 7.1.8-2 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)
(緊急用海水系を用いた残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器冷却段階)



※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い循環水ポンプが停止し復水器が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シナケケンスにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後 R C I C 停止)」との低属性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼルの発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統 (6.9kV) が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。

※2 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な対応を実施する。

※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低 (レベル3) 信号によるものとする。

※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、系統流量等にて確認する。

※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間に維持する。

※6 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の発電機等の起動が可能。非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。

※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水の準備を開始する。なお、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。

※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プールの操作では、原子炉圧力が低下し可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。

※9 原子炉減圧時には原子炉水位計監視槽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が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明であることを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。

- ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
- ・原子炉水位の計装電源が喪失した場合
- ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合

※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。

※11 原子炉水位は、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)。

- ・ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率
- ・チェンバ内のガンマ線線量率
- ・チェンバ内のガンマ線線量率の10倍以上となった場合

※12 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・チェンバ内の圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。

※13 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。

※14 復電時に不要な負荷が起動することを防止するための負荷切離しを含む。

※15 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水水系) に切り替え、原子炉水位高 (レベル8) にて残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 又は残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) に切り替える。

第 7.1.8-3 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失の対応手順の概要

津波浸水による最終ヒートシンク喪失				経過時間（分）				備考										
				0	10	20	30		40	50	60	70	80	90	100	110	120	
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容	▼ 事象発生 ▼ 敷地内への津波浸水発生 ▼ 原子炉スクラム ▼ 約4▼ 原子炉水位異常低下（レベル2）到達 ▼ プラント状況判断 ▼ 1時間 直流電源の負荷切離操作（中央制御室）													
	責任者	当直発電長	1人															中央監視運転操作指揮
	補佐	当直副発電長	1人															運転操作指揮補佐
	指揮者等	災害対策要員（指揮者等）	4人															初動での指揮 発電所内外連絡
	当直運転員（中央制御室）	当直運転員（現場）	重大事故等対応要員（現場）															
状況判断	2人 A, B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●全交流動力電源喪失確認 ●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御の確認 ●西館凝系ポンプ停止の確認 ●交流電源駆動ポンプによる原子炉注水機能喪失確認 ●原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認 	10分													外部電源喪失の確認及び非常用ディーゼル発電機等の停止確認は、外部電源がない場合に実施する
原子炉水位の調整操作（原子炉隔離時冷却系）	【1人】 A	-	-	●原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の調整操作	原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持													
早期の電源回復不能の確認	【1人】 A	-	-	●高圧炉心スプレイズディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	1分													外部電源がない場合に実施する
	【1人】 B	-	-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2分													
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b	●電源回復操作	適宜実施												解析上考慮しない 外部電源がない場合に実施する	
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電操作（不要負荷の切離操作）	【1人】 B	-	-	●不要負荷の切離操作（中央制御室）	6分													外部電源がない場合に実施する
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	-	-	8人 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分													
	-	3人 c, d, E	3人 k, l, m	●可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成操作	125分													

第 7.1.8-4 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失の作業と所要時間（1/2）

				経過時間（時間）												備考			
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40						
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容														※1 シュラウド内水位に基づく時間	
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)																
原子炉水位の調整操作(原子炉隔離時冷却系)	【1人】 A	—	—	●原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の調整操作		原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持													
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	—	—	8人 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作		170分													
	—	—	【2人】 c, d	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作		起動後、適宜監視													
	—	3人 C, D, E	3人 k, l, m	●可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成操作		125分													
タンクローリによる燃料給油操作	—	—	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作		90分	適宜実施												タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油
逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉急速減圧操作	【1人】 B	—	—	●逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の手動開放操作		1分													
原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系（可搬型）)	—	【2人】 C, D	2人 (参集) ※	●可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の調整操作		系統構成後、適宜流量調整													
所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電操作(不要負荷の切離操作)	—	【1人】 E	【1人】 k	●不要負荷の切離操作(現場)		50分													外部電源がない場合に実施する
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作	【1人】 B	—	—	●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)		35分													外部電源がない場合に実施する
	—	【1人】 E	【1人】 k	●非常用母線の受電準備操作(現場)		75分													解析上、事象発生24時間の交流電源回復は考慮しない
可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ操作	—	【1人】 E	【3人】 k, l, m 2人 (参集)	●可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイの系統構成操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイの調整操作		175分	系統構成後、適宜流量調整												
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作	【1人】 B	—	—	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作		4分													外部電源がない場合に実施する 解析上、事象発生24時間の交流電源回復は考慮しない
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作	【1人】 B	—	—	●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作 ●非常用母線の受電操作		8分 5分													外部電源がない場合に実施する 解析上、事象発生24時間の交流電源回復は考慮しない
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール冷却操作	【1人】 A	—	—	●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作 ●残留熱除去系（低圧注水系）の起動操作 ●残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）又は残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による格納容器除熱の交互運転操作		20分 2分	原子炉水位高（レベル8）にて格納容器スプレイ又はサブプレッション・プール冷却開始への切替操作を実施し、原子炉水位低（レベル3）にて原子炉注水への切替操作を実施												
使用済燃料プールの除熱操作	—	【1人】 C	※ 【1人】 (参集)	●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作		適宜実施												解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する	
	【1人】 A	—	—	●代替燃料プール冷却系の起動操作		15分													解析上考慮しない 約25時間後までに実施する
必要要員合計	2人 A, B	3人 C, D, E	13人 a～n (参集要員6人)																

第 7.1.8-4 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失の作業と所要時間（2/2）

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

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（東海第二）
<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、その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を確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスは PRA で選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスとして、「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」を選定する。これは、敷地に遡上する津波を起因とする事故シーケンスのうち、想定する津波高さが最も高いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2) (i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・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、サプレッション・プール冷却が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードは、「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期TB）」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>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（東海第二）
<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>c. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、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. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 常設直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。</p> <p>iii. 交流動力電源は 24 時間使用できないものとする。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 常設直流電源等を確保することによって RCIC 等による炉心冷却機能を確保</p> <p>ii. RCIC 等の水源として代替淡水源及び海水を利用</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)(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、外部電源は使用できないものと仮定することを確認した。具体的には、<u>敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した可搬型設備及び接続口を含めた重大事故等対策の有効性を評価する観点から、交流動力電源は 24 時間使用できないものとしている</u>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 <u>敷地に遡上する津波により、海水を取水する機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至るものとする</u>としていることを確認した。具体的には、起因事象として、敷地に遡上する津波による敷地への津波浸水が発生するものとし、安全機能の喪失として、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機等の取水機能喪失を想定し、崩壊熱除去機能及び全交流動力電源が喪失するものとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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 全交流動力電源喪失の場合を参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 直流電源使用時の負荷切り離し手順が、有効性評価ガイドに示された条件を満たすことを確認。 ・ 24 時間交流動力電源がなくても対策が成立することを確認。 	<p>② 本重要事故シーケンスに対する初期条件は、「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同じであることを確認した。事故条件については、「第 7.1.8-2 表 主要解析条件（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）」において、起因事象、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>また、常設代替高圧電源装置による給電を事象発生から 24 時間後に開始し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> <ol 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> <ol style="list-style-type: none"> a. 炉心損傷防止対策の実施時間 <ol 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（東海第二）
<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 全交流動力電源喪失の場合を参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注水（原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系等）の流量 ・ 減圧に用いる逃がし安全弁の数及び流量 ・ 低圧注水の流量 ・ 最終ヒートシンクへの熱輸送設備（緊急用海水系）の流量 	<p>2) (i) 機器条件として、<u>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）等の伝熱容量は、設計性能に基づき熱交換器1基当たりサプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃における設計値の約 24MW とする。その他は、「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.1.8-2 表 主要解析条件（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件のうち、「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と異なる機器条件の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>緊急用海水系：</u></p> <p>伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき、残留熱除去系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定し、約 24MW（サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃）を用いる。</p> <p>その他の機器条件については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</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) 各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残留熱除去系海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ等、これらと従属的な喪失を仮定している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（格納容器ベントの開始時間等）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) (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 各重要事故シーケンスにおける操作のうち、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」と異な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>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作：</u></p> <p>「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作に係る要員は、中央制御室運転員 1 名であり、約 16 分と想定しており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>残留熱除去系（低圧注水系）による炉心の冷却及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、常設代替高圧電源装置による給電の開始後に緊急用海水系及び残留熱除去系の起動操作に要する時間を考慮し、事象発生から 24 時間 25 分後とする</u>ことを確認した。</p> <p>具体的には、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した可搬型設備及び接続口を含めた重大事故等対策の有効性を評価する観点から、有効性評価ガイドに定められた「全交流動力電源喪失」の主要解析条件である「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする」を踏まえ、常設</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>代替高圧電源装置による給電の開始時間は事象発生から 24 時間後とし、緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作は事象発生から 24 時間後とすることを確認した。（「第 7.1.8-2 表 主要解析条件（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）」より） その他は、「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であることを確認した。操作余裕時間の評価については、「3.(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱操作は、代替交流動力電源が使用可能となる 24 時間以降であることを考慮して解析上の操作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（東海第二）
<p>設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p>	<p>1)(i) 申請者が行った解析の結果は、残留熱除去系海水系に代わり緊急用海水系を用いている点を除き、「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失1-1全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一であることを確認した。具体的に、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は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>⑤ 複数のパラメータの挙動の関連性（例：原子炉水位の低下に伴う燃料被覆管温度の上昇など）により解析の妥当性を確認。</p> <p>（BWR 全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉注水量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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>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>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量</p> <p>② 原子炉圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度（評価基準として限界圧力、限界温度が用いられている場合は、その妥当性を確認する）</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、以下のとおり確認した。</p> <p>①② 申請者が行った解析の結果は、残留熱除去系海水系に代わり緊急用海水系を用いている点を除き、「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一であることを確認した。具体的には、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において確認した。</p> <p>③ 申請者が行った解析の結果は、残留熱除去系海水系に代わり緊急用海水系を用いている点を除き、「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一である。なお、緊急用海水系を用いていることに関連する解析結果は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>a. 「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」及び本重要事故シーケンスでは、常設代替高圧電源装置による給電を開始する事象発生から 24 時間以降に残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を実施することになる。「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」において原子炉格納容器内の圧力及び温度が最大となるのは事象発生から 24 時間後よりも前であること及び下記 b. から、緊急用海水系を用いた場合でも原子炉格納容器内の圧力及び温度の最大値は「IV-1.2.1.3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同じとな</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>④ 敷地境界の実効線量（CV アーリーイベントを実施する場合）</p>	<p>る。</p> <p>b. 残留熱除去系海水系を用いた場合と比較して緊急用海水系を用いた場合には、海水側の通水流量が小さくなるため除熱能力が低くなるものの、「IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失 1-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において、本重要事故シーケンスより崩壊熱が高いタイミングである事象発生から約 13 時間後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を実施した場合でも、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるのに十分な除熱能力を有している。このため、本重要事故シーケンスにおいて、緊急用海水系を用いた場合（事象発生から 24 時間 25 分後）でも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>④ 該当なし</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。</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) 原子炉及び原子炉圧力容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び原子炉圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>1)(i) 安定状態になるまでの評価について、残留熱除去系海水系を用いた場合と比較して緊急用海水系を用いた場合には、海水側の通水流量が小さくなるため除熱能力が低くなるものの、「IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失 1-1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において、本重要事故シーケンスより崩壊熱が高いタイミングである事象発生から約 13 時間後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による炉心の冷却並びに残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を実施した場合でも、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるのに十分な除熱能力を有している。このため、本重要事故シーケンスにおいて、緊急用海水系を用いた場合（事象発生から 24 時間 25 分後）でも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。</p> <p>① 第 7.1.3.1-4 図及び第 7.1.3.1-10 図（事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）を参照）」にあるとおり、事象発生後約 8 時間時点において、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 13 時間後に残留熱除去系（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、約 24 時間後に緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）による原子炉格納容器からの除熱を開始することで、安定状態が確立し、安定状態を維持できることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

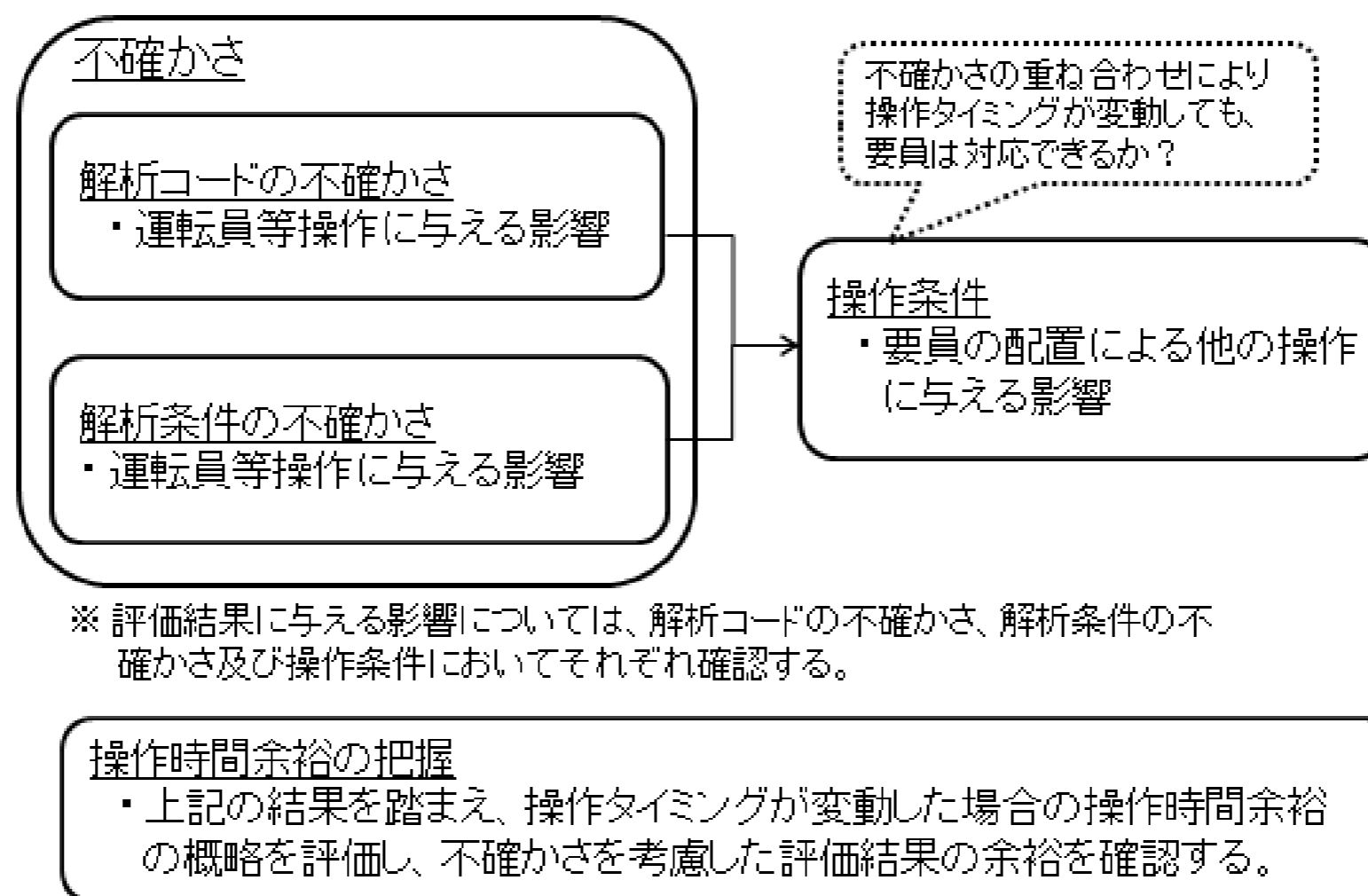
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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)(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p>なお、申請者が行った解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は、残留熱除去系海水系に代わり緊急用海水系を用いている点を除き、「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失 1-1全交流動力電源喪失（長期TB）」と同一である。また、緊急用海水系の機器条件の不確かさの影響については、「IV-1. 2. 1. 4 崩壊熱除去機能喪失 1-1崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」と同一であることを確認した。</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、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、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において確認した。</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（東海第二）
<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)(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、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>（取水機能が喪失した場合）」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</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解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析により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は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」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（東海第二）
<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。また、それらが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>(BWR 全交流動力電源喪失の場合)</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 高圧注水、低圧注水、スプレイ等の流量</p> <p>⑤ 最終ヒートシンクへの熱輸送設備の流量</p>	<p>1)(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において確認した。</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 全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 最大線出力密度</p> <p>② 炉心崩壊熱</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> ③ 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量等 ④ 高圧注水、低圧注水、スプレイ等の流量 ⑤ 最終ヒートシンクへの熱輸送設備の流量 	

(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（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」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</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は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」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（東海第二）
<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。</p> <p>(BWR 全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 原子炉減圧操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 低圧注水操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>③ 格納容器ベント操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>(代替交流電源 (GTG 等) の起動は有効性評価ガイドに従い 24 時間後とするため、遅れは考慮しない。)</p>	<p>1)(i) 操作の時間余裕は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」及び「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」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（東海第二）
<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 各事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) <u>本重要事故シーケンスへの炉心損傷防止対策に必要な要員及び燃料等については、「IV-1. 2. 1. 3 全交流動力電源喪失 1-1 全交流動力電源喪失（長期 TB）」と同一としている</u>ことを確認した。 （i） ① 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において確認した。 ② 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において確認した。</p>
<p>（ii）各事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」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>（iii）水源の充足性について、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期 TB）」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 各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>(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、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」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（東海第二）
<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「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」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敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した直流電源を用いた蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却、可搬型代替注水中型ポンプを用いた炉心の冷却及び原子炉格納容器内の冷却、常設代替高圧電源装置による給電、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による炉心の冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」において、原子炉隔離時冷却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なり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、低圧代替注水系（可搬型）による炉心の冷却により炉心の損傷を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器を安定状態へ導くために、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による炉心の冷却及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器からの除熱等の対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、より厳しい事故シーケンスとして選定した重要事故シーケンス「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本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「津波浸水による最終ヒートシンク喪失」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>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.1-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.1-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.1-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.1-4
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.1-18
(1) 有効性評価の方法	3.1-18
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.1-21
(3) 有効性評価の結果	3.1-27
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.1-31
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.1-33
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.1-35
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	3.1-35
b. 操作条件	3.1-37
(3) 操作時間余裕の把握	3.1-38
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1-39
5. 結論	3.1-41

東海第二発電所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：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（東海第二）
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 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。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）	1) 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5つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUX ・ 長期TB ・ TBU ・ TBD ・ LOCA

（添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第 2-3 表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定」）

第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

解釈で想定する格納容器破損モード	格納容器破損頻度 （/年）	PDS ^{※2}	格納容器破損頻度 （/年） ^{※2}	寄与割合 （%） ^{※2}	評価対象とするPDSの選定の考え方	評価対象 PDS
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）	2.2E-09	TQUV	—	—	【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】 ・ 本格納容器破損モードに至る可能性のある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、LOCAは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。	LOCA
		TQUX	2.2E-09	100.0		
		長期TB	—	—		
		TBU	—	—		
		TBP	—	—		
		TBD	—	—		
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）	7.9E-08	LOCA	—	—	以上の観点を総合的に考慮し、本格納容器破損モードを代表するPDSとしてLOCAを選定する。 これ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。	LOCA
		TQUX	6.3E-09	8.0		
		長期TB	6.9E-08	86.7		
		TBU	4.2E-09	5.3		
		TBD	5.9E-12	<0.1		
		LOCA	2.1E-11	<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（東海第二）
<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>1) (i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応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。</u></p> <p><u>事故発生から数時間後には最高使用圧力又は最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶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) 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の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（東海第二）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>1)(i) 本格格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失、LOCAの発生、ECCS機能喪失、炉心損傷等を判断する必要がある。このための常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が、「第7.2.1.2-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用できない場合）」に示されており、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W及びS/C）、格納容器内水素濃度（SA）、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・プール水温度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>「低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、常設低圧代替注水系ポンプ、常設代替高圧電源装置、代替淡水貯槽及び軽油貯蔵タンク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。初期の格納容器破損防止対策として、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に係る手順については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に係る手順については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、常設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、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、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7.2.1.2-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用できない場合）」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>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、次のとおり確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p><u>「低圧代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱及び可搬型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。このため、代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ、可搬型窒素供給装置、タンクローリ及び可搬型設備用軽油タンク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>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合：</p> <p><u>「低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水により、炉心の冷却を継続するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。その後、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱を実施する。このため、格納容器圧力逃がし装置を重大事故等対処設備として新たに整備する」</u>ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替循環冷却系又は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、代替循環冷却系ポンプ（代替循環冷却系を使用する場合）、格納容器圧力逃がし装置（格納</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ さらに対策として、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>容器圧力逃がし装置を使用する場合）等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第7.2.1.2-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用できない場合）」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、代替循環冷却系又は低圧代替注水系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90分後に代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始することで（代替循環冷却系を使用する場合）、又は、格納容器圧力サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達から5分後に格納容器逃がし装置による原子炉格納容器除熱を開始することで（代替循環冷却系を使用できない場合）、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回り、原子炉格納容器の安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料3.1.2.9）において、代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態のさらなる除熱機能の確保及び維持が可能となることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 原子炉の減圧及び注水に係る計装設備を確認。</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7.2.1.2-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-1表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水に係る計装設備として、原子炉圧力計（SA）、低圧代替注水系原子炉注水流量計（常設ライン用）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器へのスプレイに係る計装設備として、ドライウェル雰囲気温度計、ドライウェル圧力計、サプレッション・チェンバ圧力計、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等が挙げられていることを確認した。代替循環冷却系による原子炉格納容器の除熱に係る計装設備として、サプレッション・プール水温度計、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等が挙げられていることを確認した。格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの減圧及び除熱に係る計装設備として、ドライウェル圧力計、サプレッション・チェンバ圧力計、サプレッション・プール水位計、フィルタ装置圧力計、フィルタ装置出口放射線モニタ（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>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合、事象発生から90分後に緊急用海水系による冷却水（海水）確保操作並びに代替循環冷却系による格納容器除熱操作を開始し、又は、代替循環冷却系を使用できない場合、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達から5分後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することが示されており、初期対策から安定状態に向けた対策へ切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</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"> ・ 使用済燃料プールの除熱 ・ 可搬型代替低圧電源車による受電 ・ ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

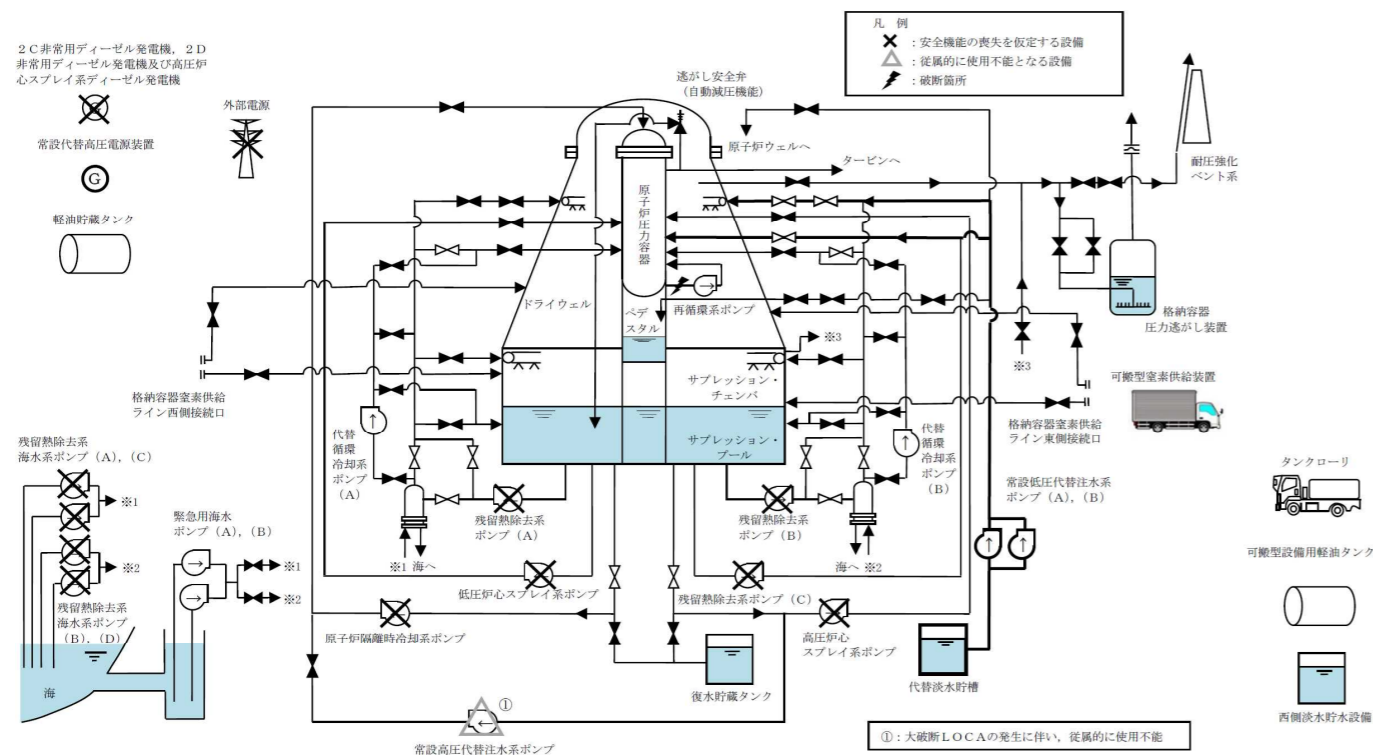
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 消火系（ディーゼル駆動）による格納容器冷却 ・ 補給水系による格納容器冷却 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却 ・ ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器代替除熱 ・ 制御棒駆動水圧系による原子炉注水 ・ ほう酸水注入系による原子炉注水 ・ 消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水 ・ 補給水系による原子炉注水可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 ・ 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保 ・ 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保 ・ サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入 ・ 消火系（ディーゼル駆動）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水 ・ 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水 ・ 可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水 ・ 格納容器圧力逃がし装置の第二弁操作室の正圧化操作 ・ 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作 ・ タンクローリによる燃料給油操作 <p>② 「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 1.7 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熔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 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」、「技術的能力 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」において、①の実手順が整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作、実際に行う安全機能の回復操作等が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補 1「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7.2.1.2-1 表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第 7.2.1.3-1 表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用できない場合）」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</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（東海第二）
<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>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3) (i) 代替交流電源に関する設備として常設代替高圧電源装置等及びこれらを接続する設備等が概略系統図に示されていることを確認した。低圧注水に関連する設備として常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する代替循環冷却系ポンプ、格納容器圧力逃がし装置及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>4) (i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.2.1.2-2 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（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第7.2.1.3-2 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用できない場合）」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7.2.1.2-2 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）」、「第7.2.1.3-2 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（代替循環冷却系を使用できない場合）」、「7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」、「7.2.1.3.1 格納容器破損防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉への注水機能喪失の確認</u>：非常用炉心冷却系等の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</p> <p><u>全交流動力電源喪失</u>：外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより、所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失を確認する</p> <p><u>炉心損傷</u>：ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内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倍以上。なお、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び（S/C）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により判断する。</p> <p><u>早期の電源回復不能</u>：外部電源の受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。</p>

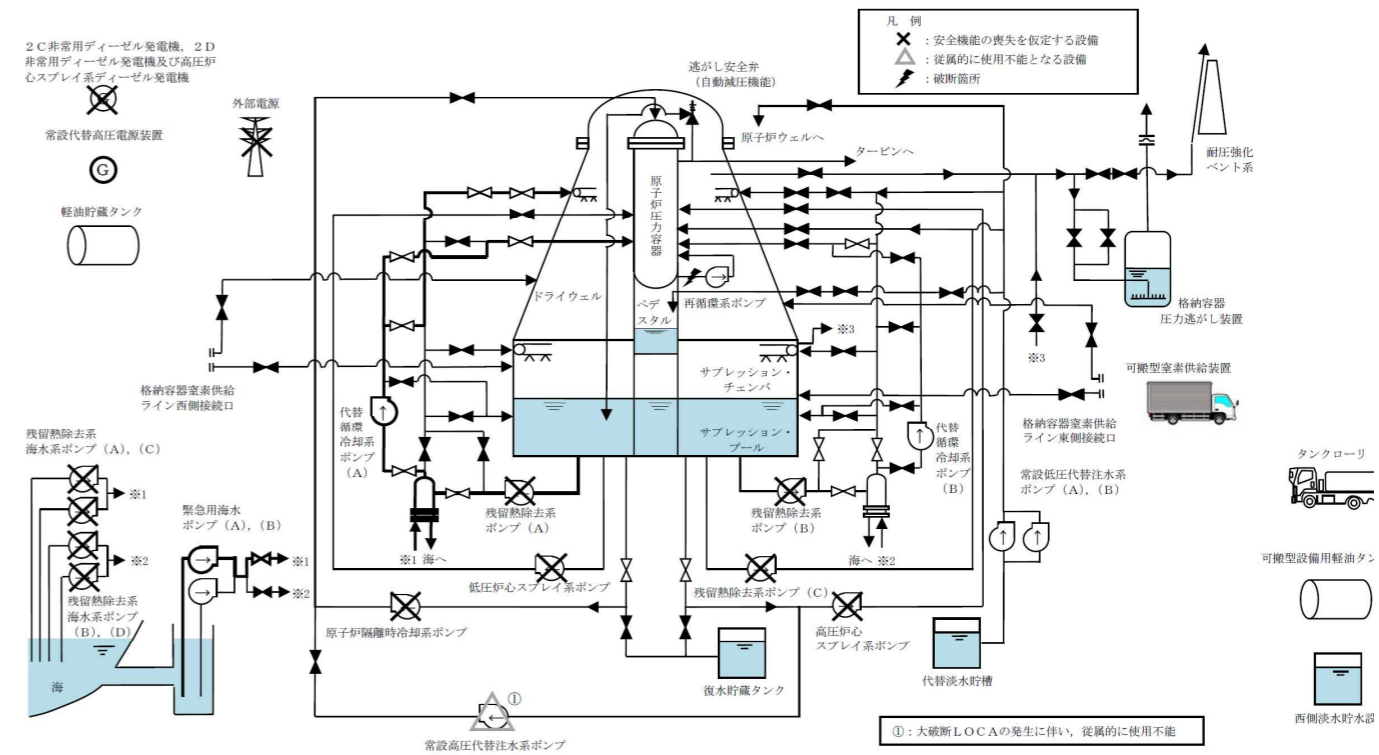
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の起動操作の判断：L O C A 発生の確認、かつ、炉心損傷の確認</p> <p>原子炉水位L O 到達判断：原子炉水位L O（水位不明判断時は原子炉水位L O 以上まで冠水させるために必要な水量を注水した場合）により、損傷炉心冷却成功を判断する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作：格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達した場合に開始格納容器圧力が0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：残留熱除去系熱交換器への海水通水並びに代替循環冷却系の系統構成及び起動が問題なく行われたことをもって、代替循環冷却系の運転可能を判断</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から5分後</p> <p>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動：炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入：格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</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、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力1.4 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1.7 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熔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1.13 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」、「技術的能力1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「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1.7 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熔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1.13 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」、「技術的能力1.16 原子炉制御室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な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p>

記載要領（例）

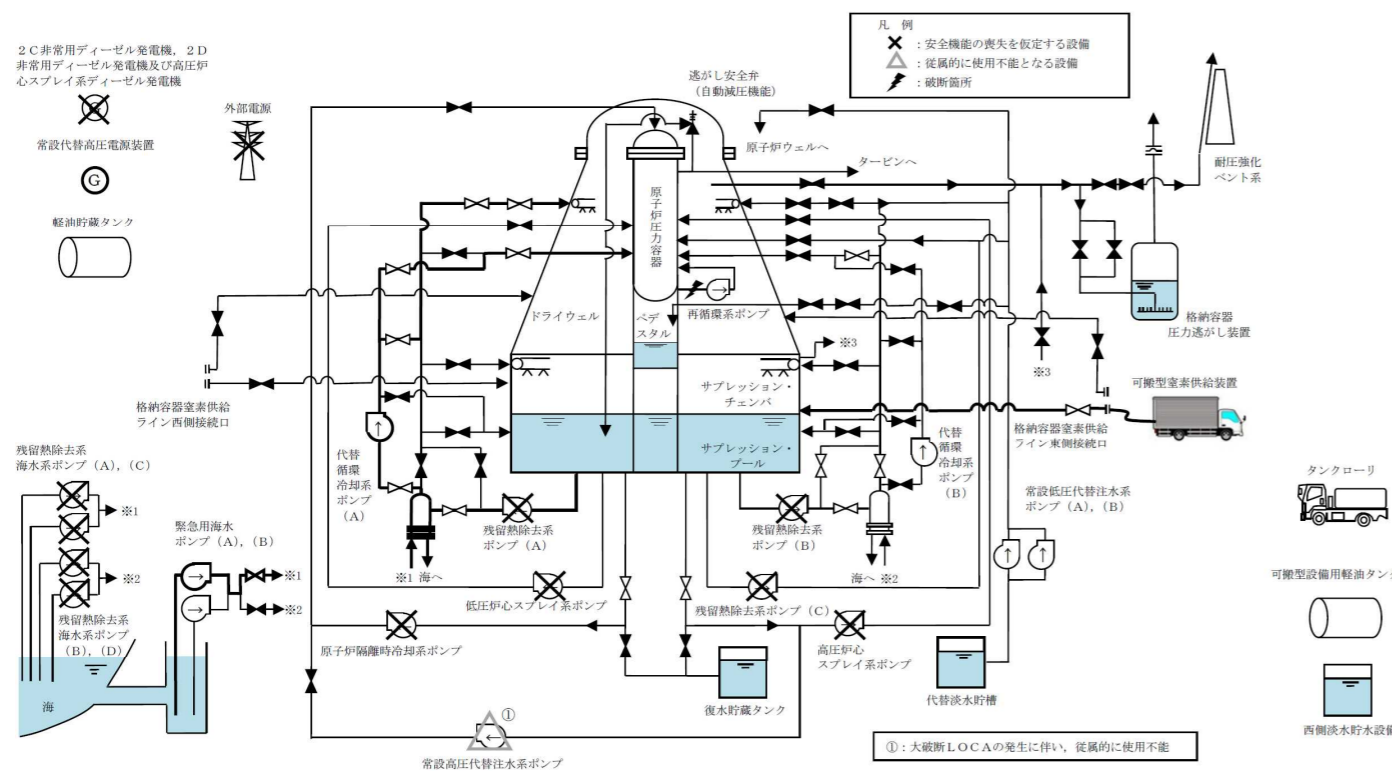
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定し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. 事象発生直後の中央制御室では10分間※1の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間※2とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p>



第7.2.1.2-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（1/3）
 （低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）

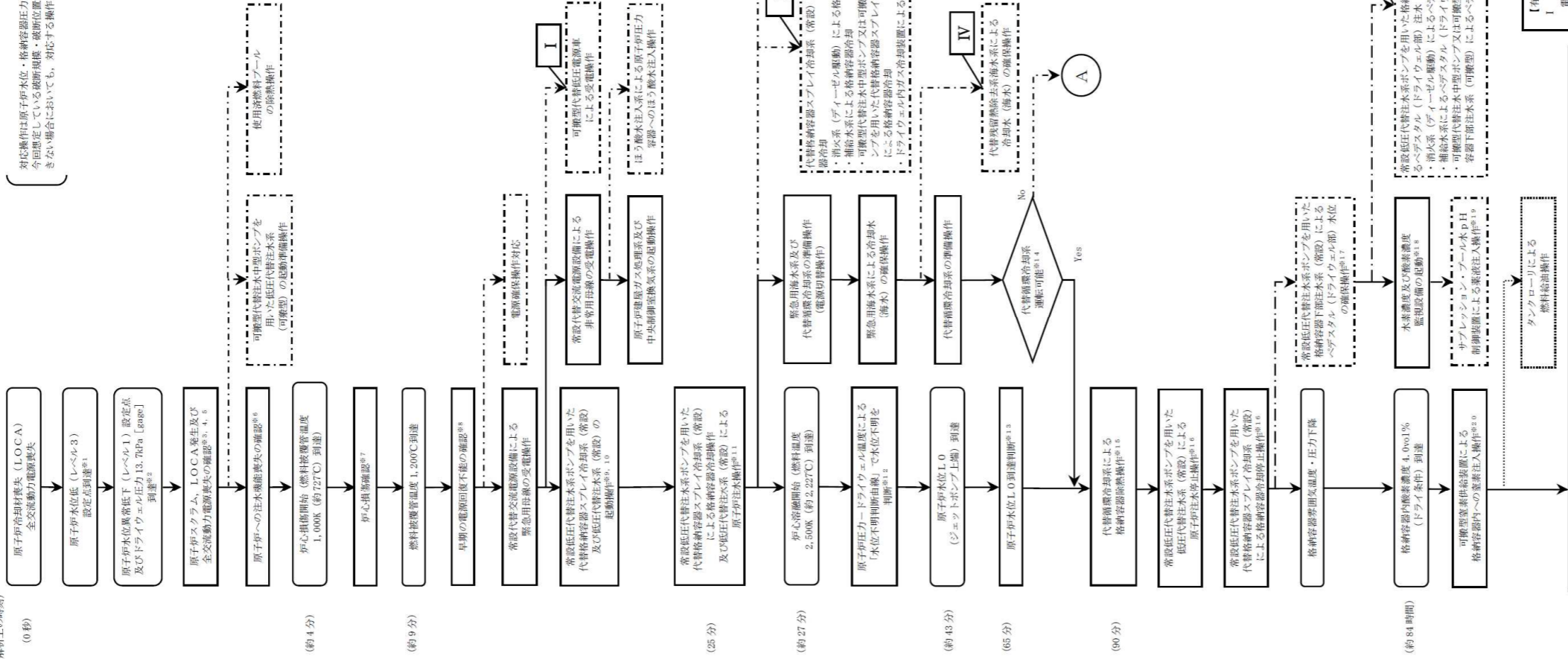


第7.2.1.2-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（2/3）
 （代替循環冷却系による格納容器除熱段階）



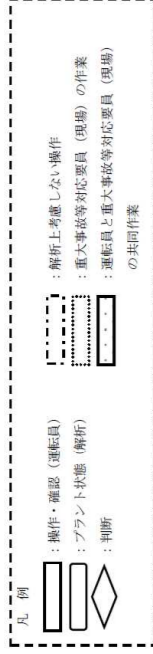
第7.2.1.2-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（3/3）
 （代替循環冷却系による格納容器除熱，可搬型室素供給装置による格納容器内への室素注入段階）

（解析上の時刻）



以上の対応手順により、代替循環冷却系による格納容器加熱を継続することで、損傷炉心冷却を維持し格納容器を破損させることなく安定状態を維持する。また、格納容器内残量濃度の監視を継続するとともに、格納容器内残量濃度4.3vol%（ドライウェル部）に到達する場合には、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の可燃性ガスを制御することによって、格納容器内水蒸気量を抑制する。さらに、機能喪失している設備の復旧に努め、蒸気熱除去系及び可燃性ガス濃度監視装置の復旧後は、可燃性ガス濃度監視装置による水蒸気濃度制御を実施することで、安定状態を維持する。

対応操作は原子炉水位・格納容器圧力等の数値に応じて対応を行うため、今回想定している破断規模・破断位置が異なる場合及び破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。



※1 外部電源喪失に伴い、原子炉スクラム、主要気路隔離弁閉止及び格納容器へ原子炉停止となるが、解析上は原子炉水位低（レベル3）設定に到達して原子炉スクラム情報が送信するものとする。主要気路隔離弁閉止及び格納容器へ原子炉停止については、外部電源喪失時とする。

※2 原子炉水位異常低下（レベル1）設定点及びドライウェル部圧力 13.7kPa [0.1]に到達により、床下ドレン制限弁、機器ドレン制限弁及び原子炉補機冷却制限弁が自動閉止することを確認する。

※3 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。

※4 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力監視装置等により確認する。

※5 LOCA発生は、以下により判断する。
・格納容器圧力が 13.7kPa [0.1] に到達

※6 非常用炉心冷却系等の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。

※7 炉心損傷は、以下により判断する。
・ドライウェル部又はサブプレッション・チェンバ内ガンのgamma線量率が設計基準事故相当のガンマ線量率の 10 倍以上
なお、格納容器内部空気線量モニタ (D/W) 及び (S/C) による炉心損傷発生判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。

※8 外部電源の受電及び非常用ディーゼー発電機の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。

※9 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作を実施する。

※10 常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水ポンプ（常設）の起動機能は、以下により判断する。
・LOCA発生時の確認、かつ、炉心損傷の確認

※11 格納容器スプレイ流量は $130\text{m}^3/\text{h}$ とし、原子炉注水流量は $230\text{m}^3/\text{h}$ とす。なお、原子炉注水に伴い炉心部における蒸気発生により格納容器温度が上昇することを考慮し、格納容器スプレイを優先する。

※12 原子炉水位不明時は、以下のいずれかにより判断する。
・ドライウェル部蒸気温度と原子炉圧力の間隔が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きすぎて燃料有効長直部以上であることが判断できない場合

※13 原子炉水位 L.O（水位不明判断時は原子炉水位 L.O 以上まで注水させたために必要な水量を注水した場合）により、損傷炉心冷却成功を判断する。

※14 蒸気熱除去系熱交換器への海水通水並びに代替循環冷却系の系統構成及び起動の問題なく行われたことをもって、代替循環冷却系の運転可能を判断する。

※15 原子炉注水流量は $100\text{m}^3/\text{h}$ とし、格納容器スプレイ流量は $150\text{m}^3/\text{h}$ とす。

※16 原子炉水位 L.O 到達を判断し、代替循環冷却系による格納容器加熱を開始した後は、常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止操作を実施する。

※17 ベデスタル（ドライウェル部）内床下ドレンポンプの 1m 水位維持機能を使用した追加注水により水位を確保する。
水位確保操作は、非常用母線からの負荷切替操作、注水開始操作、水位上昇及び注水停止操作を考慮した時間（約 24 分）で実施する。その後、サブプレッション・チェンバへの排水により水位が約 1m となった時点で、床下ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁は自動閉止する。

※18 炉心損傷を確認した場合、水蒸気発生及び蒸気濃度監視設備を起動し、他のパラメータ同様、格納容器内水蒸気濃度及び蒸気濃度を継続して監視する。
サブプレッション・プール本リ目制御装置（自主目制御設備）による重複注入操作は、ベデスタル（ドライウェル部）水位の確認後から実施する。

※19 可燃性ガス供給装置による格納容器内への蒸気注入操作は、格納容器内残量濃度が $4.3\text{vol}\%$ に到達した時点でサブプレッション・プール部への蒸気注入を実施する。ただし、蒸気注入後に格納容器内残量濃度の上昇が確認する場合には、追加でドライウェル部への蒸気注入を実施する。なお、可燃性ガス供給装置の起動準備中は、格納容器内残量濃度が $3.5\text{vol}\%$ に到達した時点で閉鎖する。

可燃性ガス濃度監視装置を用いた格納容器下部注水（常設）以外の注水（ドライウェル部）注水、補給水系によるベデスタル（ドライウェル部）注水、可燃性ガス供給装置による格納容器下部注水（常設）による注水（ドライウェル部）注水

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

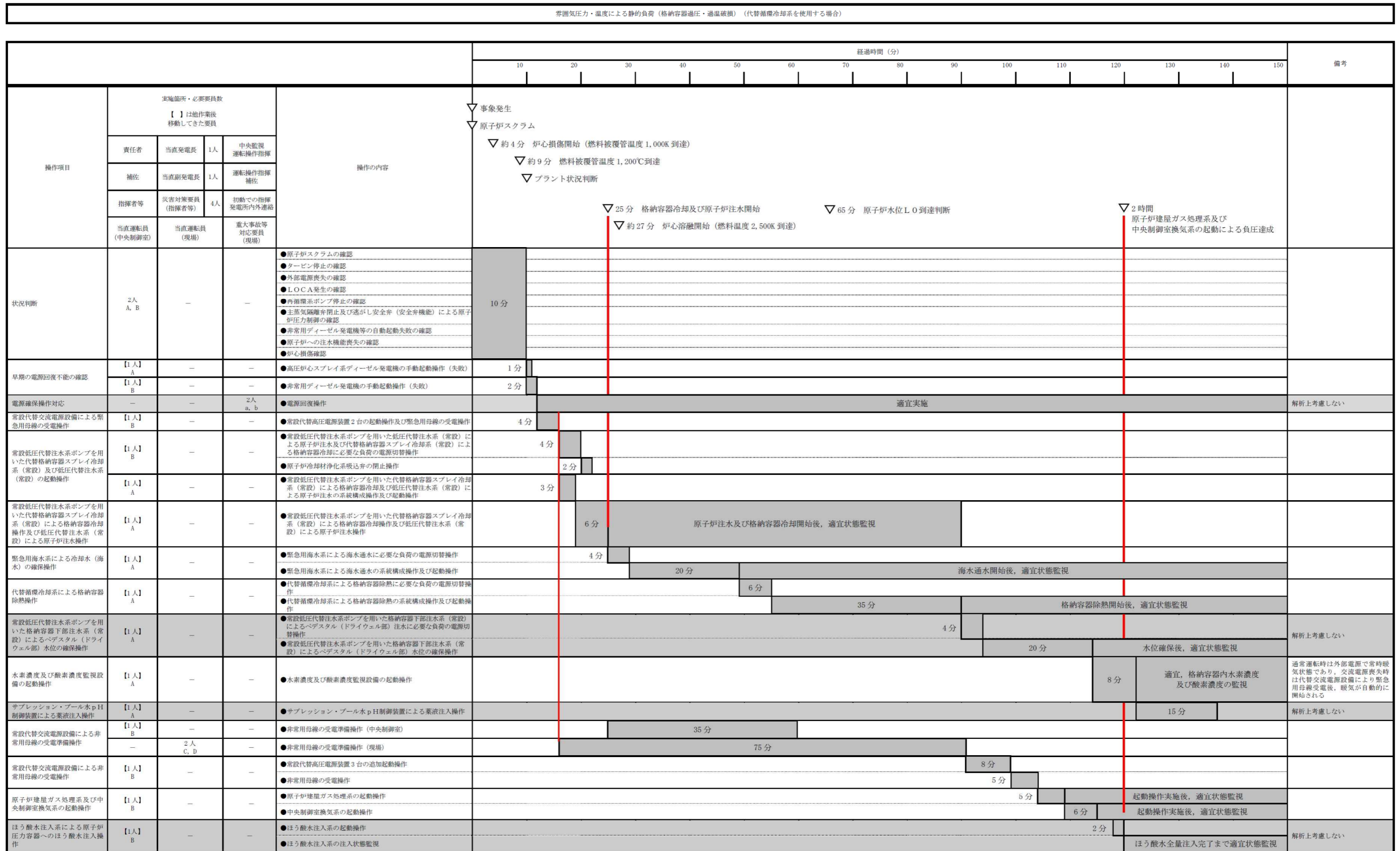
格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）

第 7.2.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）

【有効性評価の対象としていないが他に取得する手段】

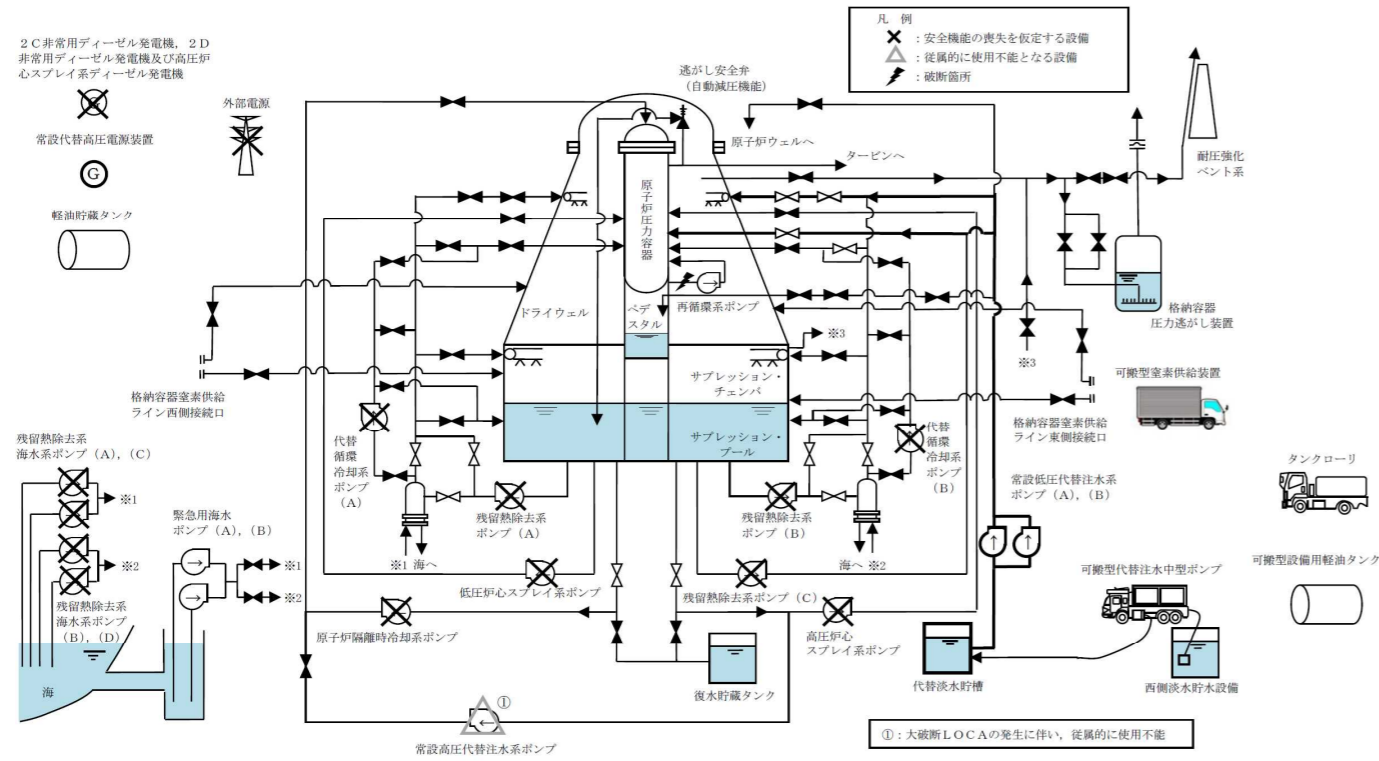
- I 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可燃型代替低圧電源車により受電する。
- II 技術基準上の全ての要求事項を満たすことと併せてプラント状況において使用することと同等であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる消火系（ディーゼルエンジン駆動）、補給水系及び可燃型代替注水中型ポンプ又は可燃型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可燃型）による格納容器冷却も実施可能である。
- III 技術基準上の全ての要求事項を満たすことと併せてプラント状況において使用することと同等であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる消火系（ディーゼルエンジン駆動）、補給水系及び可燃型代替注水中型ポンプ又は可燃型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可燃型）による原子炉注水も実施可能である。
- IV 代替蒸気熱除去系海水系による海水通水も可能である。
- V 技術基準上の全ての要求事項を満たすことと併せてプラント状況において使用することと同等であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる消火系（ディーゼルエンジン駆動）、補給水系及び可燃型代替注水中型ポンプ又は可燃型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）（ドライウェル部）注水も実施可能である。
- VI サプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントによる格納容器除熱も実施可能である。



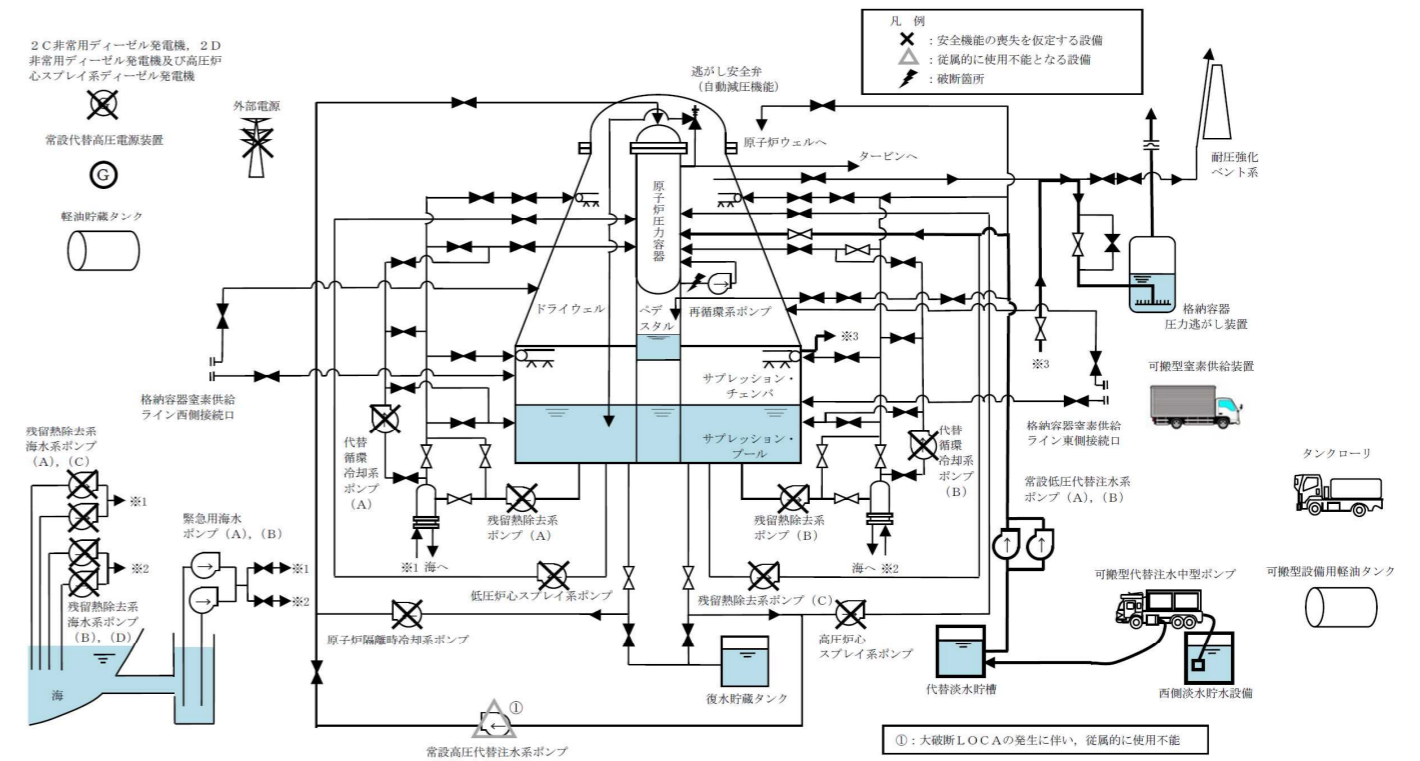
第 7.2.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（1/2）

				経過時間（時間）															備考
				12	24	36	48	60	72	84	96	108	120	132	144	156	168	180	
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			<div style="text-align: center;"> ▽ 約 62 時間 格納容器酸素濃度 3.5vol%（ドライ条件）到達 </div> <div style="text-align: center;"> ▽ 約 84 時間 格納容器酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達 </div> <div style="text-align: center;"> ▽ 約 164 時間 格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達 </div>															備考
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)																
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	—	—	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 適宜実施 15分 </div>															解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までを実施する
可搬型代替注水中型ポンプを用いた 低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	—	—	8人 c~j	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 170分 </div>															解析上考慮しない 約25時間までに実施する
可搬型窒素供給装置による格納容器内 への窒素注入操作	—	—	【6人】 c~h	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 180分 </div>															可搬型窒素供給装置起動後、適宜状態監視
タンクローリによる燃料給油操作	—	—	2人 (参集)	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> 90分 </div>															タンクローリ残量に応じて 適宜軽油タンクから給油する
必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a~j 及び参集2人																

第 7.2.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）



第7.2.1.3-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用できない場合）(1/2)
 （低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却段階）



第7.2.1.3-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用できない場合）(2/2)
 （低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階）

券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）																									
操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	経過時間（分）											備考									
	責任者	当直発電長	1人		中央監視 運転操作指揮	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		110	120	130	140	150				
	責任者	当直発電長	1人	中央監視 運転操作指揮	事象発生																				
	補佐	当直副発電長	1人	運転操作指揮補佐	原子炉スクラム																				
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人	初動での指揮 発電所内外連絡	▽約4分 炉心損傷開始（燃料被覆管温度1,000K到達）																				
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)	▽約9分 燃料被覆管温度1,200℃到達																				
					▽プラント状況判断																				
					▽25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始																				
					▽約27分 炉心溶融開始（燃料温度2,500K到達）																				
					▽65分 原子炉水位LO到達判断																				
					▽2時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成																				
状況判断	2人 A, B	-	-	-	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●LOCA発生の確認 ●再循環系ポンプ停止の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及びび逃がし安全弁（安全弁機能）による原子炉 圧力制御の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●炉心損傷確認	10分																			
早期の電源回復不能の確認	[1人] A	-	-	-	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	1分																			
	[1人] B	-	-	-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗）	2分																			
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b	-	●電源回復操作		適宜実施											解析上考慮しない							
常設代替交流電源設備による緊急 用母線の受電操作	[1人] B	-	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分																			
常設低圧代替注水系ポンプを用いた 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)及び低圧代替注水系(常設) の起動操作	[1人] B	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格 納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作	4分																			
	[1人] A	-	-	-	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作	2分																			
常設低圧代替注水系ポンプを用いた 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却操 作及び低圧代替注水系(常設)に よる原子炉注水操作	[1人] A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	3分																			
常設低圧代替注水系ポンプを用いた 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却操 作及び低圧代替注水系(常設)に よる原子炉注水操作	[1人] A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)に よる原子炉注水操作	6分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視																		解析上では、事象発生12時 間までは6時間間隔で注水量 を変更し、12時間以降にお いては12時間以上の間隔で 流量調整を実施する
常設低圧代替注水系ポンプを用いた 格納容器下部注水系(常設)に よるベドスタル(ドライウェル 部)水位の確保操作	[1人] A	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)に よるベドスタル(ドライウェル部)注水に必要な負荷の電源切替操 作	4分																			解析上考慮しない
					●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設) によるベドスタル(ドライウェル部)水位の確保操作																				
水素濃度及び酸素濃度監視設備の 起動操作	[1人] A	-	-	-	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作																				通常運転時は外部電源で常 時暖気状態であり、交流電 源喪失時は代替交流電源設 備により緊急用母線受電 後、暖気が自動的に開始さ れる
サプレッション・プール水pH制 御装置による薬液注入操作	[1人] A	-	-	-	●サプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作																				解析上考慮しない
常設代替交流電源設備による非常 用母線の受電準備操作	[1人] B	-	-	-	●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)																				
		2人 C, D	-	-	●非常用母線の受電準備操作(現場)																				
常設代替交流電源設備による非常 用母線の受電操作	[1人] B	-	-	-	●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作																				
					●非常用母線の受電操作																				
原子炉建屋ガス処理系及び中央制 御室換気系の起動操作	[1人] B	-	-	-	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作																				起動操作実施後、適宜状態監視
					●中央制御室換気系の起動操作																				起動操作実施後、適宜状態監視
ほう酸水注入系による原子炉圧 力容器へのほう酸水注入操作	[1人] B	-	-	-	●ほう酸水注入系の起動操作																				解析上考慮しない
					●ほう酸水注入系の注入状態監視																				ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視

第7.2.1.3-3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）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）（1/2）

				霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）														
				経過時間（時間）										備考				
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48	50		
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			操作の内容														
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)															
原子炉水位の調整操作(低圧代替注水系(常設))	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の調整操作													解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却操作													解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレィ流量を調整することで可能な限り連続スプレィする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作	【1人】 A	-	-	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作(中央制御室での第一弁操作)													5分	解析上考慮しない 第一弁操作完了後、緊急時対策所に退避する
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●第一弁現場操作場所への移動 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作(現場での第一弁操作)													125分	
	1人 副発電長	【3人】 C, D, E	-	●緊急時対策所への退避													35分	
	-	-	3人 (参集)	●第二弁現場操作場所への移動													45分	
中央制御室待避室の準備操作	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作													20分	
				●可搬型照明(SA)の設置													15分	
				●データ表示装置(待避室)の起動操作													15分	
				●衛星電話設備(可搬型)(待避室)の設置													5分	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブプレッション・チェンバール)	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却の停止操作													3分	格納容器除熱実施後、適宜状態監視
				●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(中央制御室での第二弁操作)													2分	
	-	-	【3人】 (参集)	●第二弁操作室の正圧化操作 ●格納容器逃がし装置による格納容器除熱操作(現場での第二弁操作) ●第二弁操作室への退避 ●緊急時対策所への帰還													10分 30分 45分	
	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化操作													5分	
	1人+【2人】 発電長, A, B	-	-	●中央制御室待避室内への退避													300分	
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水操作													適宜実施	解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作														
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作	-	-	8人 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作													170分	
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	-	-	【8人】 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作													180分	適宜実施 水源枯渇までは十分余裕がある
	-	-	【2人】 c, d	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水源補給操作														
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作													90分	適宜実施 タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する
	-	-	2人 (参集)	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作														
				2人 A, B	3人 C, D, E	10人 a~j 及び参集5人												

第 7. 2. 1. 3-3 図 「霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）（2/2）

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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。）</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1)(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しい事故シーケンスは、「水位低下」に対しては「LOCA（LOCA後の注水失敗による炉心損傷）」、「過圧・過温破損」に対しては「LOCA」が、事象進展の早さ又は頻度の観点で支配的である。「LOCA」に属する事故シーケンスのうち、事象進展の早さ及び必要な設備容量の観点から、「大破断LOCA」を起因とし、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定し、「全交流動力電源喪失」と従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」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本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは、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。さらに、残留熱除去系海水系の機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>(参考：PRAでの評価事故シーケンス選定結果)</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷</p> <p>本格納容器破損モードに至る可能性のある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し、本格納容器破損モードを代表するPDSとしてLOCA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。</p> <p>以上の観点を総合的に考慮すると、LOCAに非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためPDSとして、LOCAを選定し、これに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <p>①大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</p> <p>②中破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</p> <p>③中破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗</p> <p>④小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</p> <p>⑤小破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗</p> <p>b. 有効性を確認する主な格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・代替循環冷却系 ・格納容器圧力逃がし装置 <p>c. 選定した評価事故シーケンス</p> <p>①大破断LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗※</p> <p>※ 全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p> <p>d. 選定理由</p> <p>a. の事故シーケンスのうち、中破断LOCA及び小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度上昇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「1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果」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評価事故シーケンスを選</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	定した。
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>2）（i）本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下とおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱 ・ 燃料棒内温度変化 ・ 燃料棒表面熱伝達 ・ 燃料被覆管酸化 ・ 燃料被覆管変形 ・ 沸騰・ボイド率変化 ・ 気液分離・対向流 <p>原子炉圧力容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS 注水（給水系・代替注水設備を含む） ・ 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 ・ 放射線水分解等による水素・酸素発生 ・ 格納容器ベント ・ 格納容器内 FP 挙動 <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</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>（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・プール水冷却などの現象を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</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）解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>	

(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（東海第二）
<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溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1) (i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失との重畳を考慮することを確認した。その理由として、(1)1)(i)①にあるとおり、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱等の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>・ 原子炉格納容器の過圧の観点から、原子炉格納容器自由体積やヒートシンクの設定を確認</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として大破断 LOCA を仮定し、原子炉圧力容器内の保有水量並びに原子炉格納容器内の圧力及び温度を厳しく評価するため、破断箇所は再循環系配管（出口ノズル）とすることを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系の機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び残留熱除去系海水系機能喪失との重畳を考慮する。また、原子炉格納容器内の圧力及び温度の評価においては、炉心損傷時のジルコニウム-水反応による水素発生及び化学反応熱を考慮することを確認した。なお、本評価事故シーケンスは、PRA の評価で選定した評価事故シーケンスと一致していないが、その理由は(1)1)(i)①に示すとおり。</p> <p>② 「第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱、原子炉圧力/水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず考慮していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮していることを確認。</p> <p>④ 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮していることを確認。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 解析コード MAAP においては、崩壊熱による水蒸気の発生や金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を炉内、炉外でモデル化しているため、これらを考慮できることを確認した。</p> <p>② 解析コード MAAP においては、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生をモデル化しているため、これを考慮できることを確認した。</p> <p>③ 解析コード MAAP においては、原子炉格納容器内の各区画において、液相、気相の質量、比体積の増減を模擬できるため、これを考慮していることを確認した。</p> <p>④ 本評価事故シーケンスにおいて水素燃焼は発生しない。</p> <p>⑤ 水素の発生については、MAAP では水の放射線分解を取り扱わないが、別途評価したところ、原子炉格納容器内の圧力が最高値となる時点（代替循環冷却系を使用する場合は事象発生から約 164 時間後又は代替循環冷却系を使用できない場合は同 19 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 3%未満（事象発生から約 164 時間後）又は 2%未満（同 19 時間後）であり、これらを考慮しても原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することがないことを確認した。酸素の発生については、ジルコニウム-水反応及び放射線分解を考慮しても、格納容器の不活性化により酸素濃度が燃焼条件に到達しないことを「水素燃焼」において確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第 37 条 2-3(c)にしたいが、Cs-137</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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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。 (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>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、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 の除去効果については、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッション・プールでのスクラビングによる効果を考慮することを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じ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。</p> <p>④ 原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟の負圧が達成されるまでの 120 分間は、原子炉建屋に漏えいした全量が大気に放出されるものとすることを確認した。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とすることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替低圧注水、代替原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器ベントに関する流量等の設定を確認。 代替原子炉補機冷却系の除熱特性を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p> <p>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>確認結果（東海第二）</p> <p>2) (i) 機器条件として、<u>常設低圧代替注水系ポンプを用いる低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量は、炉心冷却の維持に必要な量を考慮して 230m³/h とする。常設低圧代替注水系ポンプを用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるスプレイ流量は、原子炉格納容器内の圧力及び温度の抑制に必要な量を考慮して 130m³/h とする。代替循環冷却系による循環流量は、原子炉格納容器からの除熱に必要な量を考慮して 250m³/h とし、緊急用海水系を用いた代替循環冷却系の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり、サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において設計値の約 14MW とする。可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入量は、原子炉格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な量を考慮して 200Nm³/h（窒素 198Nm³/h 及び酸素 2Nm³/h）とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による注水流量</u>：炉心冷却の維持に必要な流量として設定（注水流量：230m³/h（一定））。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系の流量</u>：格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定（スプレイ流量：130m³/h（一定））。</p> <p><u>代替循環冷却系の流量</u>：炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定。</p> <p><u>緊急用海水系の伝熱容量</u>：熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定（代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約 14MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において））</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の流量</u>：格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定（格納容器圧力が 0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱）</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) (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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p>	<p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>常設代替交流電源設備による給電及び受電</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は号炉あたり、中央制御室運転員 1 名であり、常設代替高圧電源装置 2 台起動及び緊急用母線受電に 4 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</u>：「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室運転員 2 名であり、必要な負荷の電源切替え操作に 4 分、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作に 2 分、系統構成及び注水開始操作に 3 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、中央制御室運転員 2 名であり、必要な負荷の電源切替え操作に 4 分、系統構成及びスプレイ開始操作に 7 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保</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 2 名であり、必要な負荷の電源切り替えに 4 分、系統構成に 14 分、冷却水供給開始に 6 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系を使用する場合）</u>：「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室運転員 2 名であり、必要な負荷の電源切替え操作に 6 分、系統構成に 19 分、原子炉注水開始に 8 分、格納容器スプレイ開始に 8 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</u>：「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、系統構成に 3 分、格納容器ベント準備に 2 分、格納容器ベント開始に 2 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>第二弁操作室空気ポンプユニットによる第二弁操作室の正圧化（代替循環冷却系を使用できない場合）</u>：「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対応要員 3 名であり、系統構成に 5 分、正圧化開始に 4 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）</u>：「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」の操作の成立性において、S/C ベントの場合、本操作に係る要員は、現場運転員 3 名、重大事故等対応要員 3 名であり、格納容器ベント準備のための移動に 35 分、格納容器ベント準備に 90 分、格納容器ベント開始のための移動に 45 分、格納容器ベント開始に 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。</p> <p>② <u>常設代替交流電源設備による給電及び受電</u>：事象発生から約 16 分後に常設代替交流電源設備による給電を開始することを確認した。</p> <p><u>低圧代替注水系（常設）による低圧注水</u>：<u>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の開始時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作を考慮し、事象発生から 25 分後とする</u>ことを確認した。解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されており、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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はないことを確認した。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器スプレイ</u>：<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却の開始時間は、</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>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 25 分後とすることを確認した。代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系を使用する場合）：代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の開始時間は、緊急用海水系の準備時間を考慮し、事象発生から 90 分後とすることを確認した。技術的能力 1.7 に示されている代替原子炉補機冷却系の系統構成に要する時間（9 時間）、代替循環冷却系の系統構成に要する時間（90 分）に対して、有効性評価では代替原子炉補機冷却系の準備に代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から 90 分後であるが、本操作が遅れた場合でも原子炉格納容器内の圧力が 0.62MPa[gage]に到達するのは約 14 時間後であることから十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替循環冷却系を使用できない場合）：サプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m 到達から 5 分後に実施することを確認した。格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約 19 時間後であることから、操作には十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>③ 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入：本操作は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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。 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ サプレッション・チェンバ・プール水位 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、代替循環冷却系を使用する場合「7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価（4）有効性評価の結果」、代替循環冷却系を使用できない場合「7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価（4）有効性評価の結果」により、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損のおそれに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-4 図、第7.2.1.2-6 図、第7.2.1.2-11 図及び第7.2.1.2-12 図より、原子炉水位が急激に低下するとともに原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断 LOCA が発生していることを確認した。 代替循環冷却系を使用できない場合： 第7.2.1.3-4 図、第7.2.1.3-6 図、第7.2.1.3-10 図及び第7.2.1.3-11 図より、原子炉水位が急激に低下するとともに原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断 LOCA が発生していることを確認した。</p> <p>③ 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-7 図より、低圧代替注水系（常設）による注水量、代替格納容器スプレイ冷却系によるスプレイ流量、代替循環冷却系による注水量及びスプレイ流量が示され（90 分後）、これらの重大事故対処設備が作動していることを確認した。 代替循環冷却系を使用できない場合： 第7.2.1.3-7 図より、低圧代替注水系（常設）による注水量、代替格納容器スプレイ冷却系によるスプレイ流量が示され、また、第7.2.1.3-14 図において、通常水位+6.5m に到達後に格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施していることが示され（約 19 時間後）、これらの重大事故対処設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 代替循環冷却系を使用する場合： 第7.2.1.2-6 図より、低圧代替注水系（常設）による注水により原子炉水位が回復することを確認した。第7.2.1.2-11 図及び第7.2.1.2-12 図により、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が緩和されていること、事象発生 90 分後以降は代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度は一時的な上昇はあるものの低下傾向になることを確認した。 代替循環冷却系を使用できない場合： 第7.2.1.3-6 図より、低圧代替注水系（常設）による注水により原子炉水位が回復することを確認した。第7.2.1.3-10 図及び第7.2.1.3-11 図により、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が緩和されていること、格納容器圧力逃がし装置による減圧及び除熱により原子炉格納容器内の圧力及び温度は一時的な上昇はあるものの低下傾向になることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、次のとおりであることを確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水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 4 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 25 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（事象発生から 25 分後）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から 90 分後）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、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。その後、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇の抑制を目的とした可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入（事象発生から約 84 時間後）により原子炉格納容器圧力は上昇するが、窒素注入の停止及び代替循環冷却</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器圧力</p> <p>② 原子炉格納容器温度</p> <p>③ 環境への Cs-137 の放出量</p> <p>※ 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>系による原子炉格納容器内の除熱により、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.31MPa[gage]、最高温度は約 139℃に抑えられる。なお、事象発生から約 46 日後に原子炉格納容器内の酸素濃度が約 4.3vol%（ドライ条件）に到達し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する。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 3%未満であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないことを確認した。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合：</p> <p>大破断 LOCA 時に高圧注水機能、低圧注水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 4 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 25 分後に低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を行うことにより、原子炉水位が回復し炉心は再冠水し、原子炉圧力容器は破損しない。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（事象発生から 25 分後）及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約 19 時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.47MPa[gage]、最高温度は約 157℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は、一時的な上昇はあるものの下降傾向が維持されており、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 2%未満であり、その影響を考慮しても限界圧力に到達することはないことを確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>第 7.2.1.2-11 図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は窒素注入開始前の最大圧力約 5.3 時間後に最高値の約 0.22MPa[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>格納容器圧力逃がし装置を使用する場合：</p> <p>第 7.2.1.3-10 図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約 3.9 時間後に最高値の約 0.47MPa[gage]に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の 2 倍（2Pd）を下回っていることから、評価結果は基準を満足することを確認した。</p> <p>② 代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>第 7.2.1.2-12 図にあるとおり、原子炉格納容器の壁面最高温度は約 0.9 時間後に最高値 139℃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。なお、事象発生から約 0.7 時間後に原子炉格納容器気相部温度が約 202℃に到達するが、このときの原子炉格納容器バウンダリ温度は約 137℃であることを確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用できない場合：</p> <p>第 7.2.1.3-11 図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約 3.9 時間後に最高値 157℃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>③ 代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 7.5TBq であり、100TBq を下回っていることを確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用できない場合：</p> <p>原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいし環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 14.3TBq である。これに加え、格納容器圧力逃がし装置を経由して原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、サプレッション・チェンバ側からベントした場合は 7 日間で約 1.2×10^4 TBq、ドライウエル側からベントした場合は 7 日間で約 3.7TBq 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 18TBq であり、100TBq を下回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（東海第二）
<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(a)、(b)及び(c)を満足している</u>ことを確認した。具体的には、第7.2.1.2-11図及び第7.2.1.2-12図（代替循環冷却系を使用する場合）並びに第7.2.1.3-10図及び第7.2.1.3-11図（代替循環冷却系を使用できない場合）に示されるとおり、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇が抑制され、原子炉格納容器圧力・温度は2Pd、200℃を下回っていることから、初期の格納容器破損防止対策（代替格納容器スプレイ冷却系（常設））により格納容器の破損を防止できていることを確認した。また、格納容器破損モード「水素燃焼」において水素燃焼の防止を確認した。さらに、<u>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3%未満又は2%未満</u>（代替循環冷却系を使用する場合又は代替循環冷却系を使用できない場合）であり、<u>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</u>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 格納容器代替循環冷却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)(i) 安定状態になるまでの評価について、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うことにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度は低下傾向となり、安定状態となることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p><u>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（事象発生から25分後）及び代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から90分後）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、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。</p> <p>代替循環冷却系を使用できない場合：</p> <p><u>原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却（事象発生から25分後）及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱（事象発生から約19時間後）を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約0.47MPa[gage]、最高温度は約157℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器内の圧力及び温度は、一時的な上昇はあるものの下降傾向が維持されており、安定状態となっている</u>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

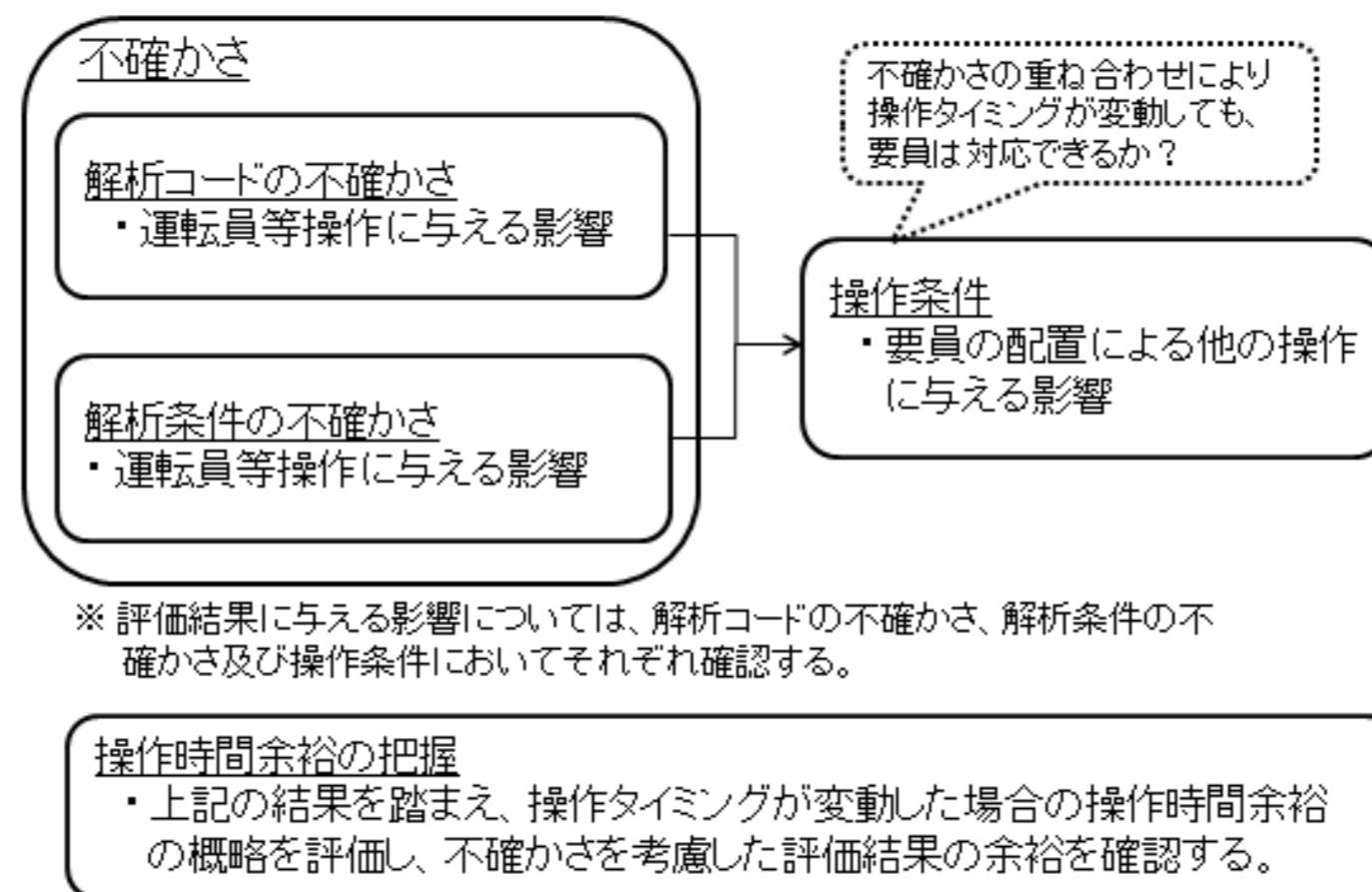
確認内容の概要：

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。

操作時間余裕の把握

- ・上記の結果を踏まえ、操作タイミングが変動した場合の操作時間余裕の概略を評価し、不確かさを考慮した評価結果の余裕を確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作であることを確認した。</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、常設代替交流電源からの受電までの時間の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（早くなる/遅くなる）。</p> <p>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、緊急用海水系による冷却水（海水）確保が完了する時刻の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達に到達する時刻の不確かさによって、操作のタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさが運転員操作等に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1)(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、<u>MAAP の原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。これにより、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、可搬型窒素供給装置の停止操作は、原子炉格納容器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。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、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。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。 原子炉水位挙動について、原子炉水位低下幅は、原子炉圧力容器内のモデルが精緻である SAFER の評価結果よりも MAAP の評価結果の方が大きく、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は、SAFER と MAAP との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（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（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、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認している。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合においても、燃料被覆管温度を操作開始の起点としていないこと等を確認し運転員等操作に与える影響はないこと並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動等の不確かさに関して、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、運転員等操作に与える影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、運転員等操作に与える影響はない又は小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されている</p>	<p>1)(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>MAAP の原子炉格納容器内の熱水力モデルについて、HDR 実験解析の検証結果では、領域によって原子炉格納容器内の雰囲気温度を十数℃程度、圧力を1割程度高めに評価する傾向が得られているが、全体としては、原子炉格納容器内の圧力及び温度の傾向を適切に再現することが確認されている。これにより、MAAP の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、可搬型窒素供給装置の停止操作は、原子炉格納容器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</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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 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、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。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おり、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、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認している。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさは、評価項目となるパラメータに影響を与えるものの、影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる、影響は小さい又は保守的な結果を与えることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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<u>運転員等の操作時間</u>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)(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 炉心崩壊熱は、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 31GWd/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、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）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 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、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>③ 低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位を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 代替循環冷却系は、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）、格納容器圧力及び雰囲気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、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の流出流量は、解析上の操作開始時間として、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から 5 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・プール水位が通常水位+6.5m に到達するのは、事象発生から約 19 時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサプレッション・プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達時に速やかに格納容器除熱操作をすることが可能であるため、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。</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<u>評価結果</u>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</p>	<p>1)(i) 解析条件が評価結果に与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃焼度は、解析条件の 33GWd/t に対して最確条件では約 31GWd/t である。このため、実際の崩壊熱は小さくなり格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるため、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、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> <p>なお、補足説明資料（添付資料 3.1.2.11）において、「原子炉圧力、原子炉水位、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）、サプレッション・プール水位、格納容器雰囲気温度、可搬型窒素供給装置は、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 操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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>系（常設）による原子炉注水操作は、解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されており、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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 代替循環冷却系は、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、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却時の操作開始圧力であり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作時のピーク圧力は格納容器圧力の最大値を下回ることから、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>なお、補足説明資料（添付資料 3.1.3.8）において、「格納容器圧力逃がし装置の実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最高値は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時の操作開始圧力であり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作時のピーク圧力は格納容器圧力の最大値を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない」ことが示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさを考慮しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。また、それらの不確かさが評価結果に影響を及ぼすか。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1) (i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置についての具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 常設代替交流電源設備からの受電後の低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却の開始時間は、事象発生から 25 分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間等は早まり、ジルコニウム-水反応による発熱量が増加するが、注水の開始時間も早まっており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）の注水開始時間及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の冷却開始時間も遅れることとなるが、事象発生から 50 分（解析上の開始時間に対して 25 分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器の冷却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、注水とスプレイを継続することで炉心と原子炉格納容器を冷却できるため、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から 90 分後であるが、本操作が遅れた場合でも原子炉格納容器内の圧力が 0.62MPa[gage]に到達するのは約 14 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。可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、原子炉格納容器内の酸素濃度が 3.5%（事象発生から約 62 時間後）に到達した時点で準備を開始し、その約 3 時間後には窒素注入が可能となる。準備が遅れた場合でも、原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0%に到達するのは約 84 時間後であり、十分な時間余裕があることを確認した。格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から約 19 時間後であることから、操作には十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（常設代替交流電源設備からの受電操作を含む）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作、代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作並びに可搬型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を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複はないことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析上の操作開始時間、操作所要時間等の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響について、常設代替交流電源設備からの受電後の低圧代替注水系（常設）による炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却の開始時間は、事象発生から 25 分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間等は早まり、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。常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系（常設）の注水開始時間及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の冷却開始時間も遅れることとなるが、事象発生から 50 分（解析上の開始時間に対して 25 分遅れ）までに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器の冷却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、注水とスプレイを継続することで炉心と原子炉格納容器を冷却できるため、評価項目を満足することには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されており、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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となる。このため、注水とスプレイを継続することで炉心と格納容器を冷却できることから、評価項目を満足す

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>ることによりは変わらないことを確認した。</p> <p>なお、補足説明資料（添付資料 3.1.3.9 注水操作が遅れる場合の影響について）に「注水操作が 25 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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (BWR 格納容器過圧・過温破損の場合)</p> <p>① 常設代替交流電源設備による給電操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>③ 格納容器代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)(i) 常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作が遅れた場合の影響について、常設代替交流電源設備からの受電後の低圧代替注水系(常設)による炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却の開始時間は、事象発生から 25 分後であり、保守的な作業時間を設定している。このため、実際の注水開始時間等は早まり、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。常設代替交流電源設備からの受電開始時間が遅れた場合、低圧代替注水系(常設)の注水開始時間及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の冷却開始時間も遅れることとなるが、事象発生から 50 分(解析上の開始時間に対して 25 分遅れ)までに原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器の冷却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、注水とスプレイを継続することで炉心と原子炉格納容器を冷却できるため、評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は、以下のとおり。</p> <p>① 常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、事象発生から約 50 分後(操作開始時間の 25 分程度の時間遅れ)までに開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され原子炉圧力容器は破損しない。また、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合でも環境への Cs137 の放出量は最大約 18TBq であり、評価項目を満足することを確認した。</p> <p>② 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、事象発生から 50 分後(操作開始時間の 25 分の遅れ)までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、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 3.1.3.9 注水操作が遅れる場合の影響について）に「注水操作が 25 分遅れた場合の解析により、スプレイ操作は約 25 分遅れるものの、損傷炉心は炉心位置に保持され、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達する時間は約 21 時間後となる」ことが示されている。</p> <p>③ 代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作については、除熱操作開始までの時間は事象発生から 90 分後としているが、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器圧力が限界圧力 0.62MPa [gage] に到達するまでの時間は事象発生約 14 時間後であり、約 12 時間の余裕があることから、時間余裕があることを確認した。</p> <p>④ 格納容器圧力逃がし装置による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 19 時間後の操作であり、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>

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（東海第二）
<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> <hr/> <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>1)(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>本事故シーケンスにおいて、事象発生から2時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、20名である。これに対して、災害対策要員（初動）は39名であり対応が可能である。また、事象発生から2時間以降に必要な参集要員は2名である。これに対して、2時間以内に本発電所構外から参集可能な要員は72名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用できない場合：</p> <p>本事故シーケンスにおいて、事象発生から2時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、20名である。これに対して、災害対策要員（初動）は39名であり対応が可能である。また、事象発生から2時間以降に必要な参集要員は5名である。これに対して、2時間以内に本発電所構外から参集可能な要員は72名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る災害対策要員等を確保できていることから、重大事故等への対処と 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> <hr/> <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、常設代替高圧電源装置、窒素供給装置用電源車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。</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>常設代替交流電源設備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2,426kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は約5,520kW であり、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>また、緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車についても、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>代替循環冷却系を使用できない場合：</p> <p>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2,666kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は約5,520kW であり、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>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（東海第二）
	<p>補足説明資料（添付資料 3.1.2.15、添付資料 3.1.3.12）において「重大事故等対処全体に必要な電力ピーク値（代替循環冷却系を使用する場合：2,751kW、代替循環冷却系を使用できない場合：約 3,104kW）に対して、常設代替高圧電源装置 5 台（連続定格容量：5,520kW、最大容量：6,900kW）であり、対応が可能である」ことが示されている。</p>
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 400m³である。これに対して、代替淡水貯槽に 4,300m³の水を保有しており、対応が可能である。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱については、サプレッション・プール水を水源とし循環することから、水源が枯渇することはないため、対応が可能であることを確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用できない場合：</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から 7 日間行った場合に必要となる水は、約 5,490m³である。これに対して、代替淡水貯槽に 4,300m³、西側淡水貯水設備に 4,300m³、合計約 8,600m³の水を保有しており、対応が可能であることを確認した。</p> <p>また、低圧代替注水系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源は代替淡水貯槽であり、代替循環冷却系を使用できない場合、事象発生 45.6 時間以降に、可搬型代替注水中型ポンプによる西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽への給水操作を適宜行うことにより、代替淡水貯槽は枯渇しないことを確認した。</p> <p>以降は、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水の供給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から 7 日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合：</p> <p>常設代替高圧電源装置 5 台を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352.8kL、窒素供給装置用電源車を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 18.5kL、緊急時対策所用発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 70.0kL である。これに対して、軽油貯蔵タンクに約 800kL、可搬型設備用軽油タンクには約 210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL 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>代替循環冷却系を使用できない場合：</p> <p>常設代替高圧電源装置 5 台を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 352.8kL、可搬型代替注水中型ポンプを 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 6.0kL、緊急時対策所用発電機を 7 日間運転継続した場合に必要な軽油量は約 70.0kL である。これに対して、軽油貯蔵タンクに約 800kL、可搬型設備用軽油タンクには約 210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約 75kL 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（東海第二）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱、さらに、代替循環冷却系を使用する場合には可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却及び代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器からの除熱、さらに、代替循環冷却系を使用する場合には可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3. 2-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3. 2-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3. 2-3
(3) 格納容器破損防止対策	3. 2-4
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3. 2-14
(1) 有効性評価の方法	3. 2-14
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3. 2-16
(3) 有効性評価の結果	3. 2-21
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3. 2-24
(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. 2-26
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3. 2-28
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. 2-28
b. 操作条件	3. 2-29
(3) 操作時間余裕の把握	3. 2-30
4. 必要な要員及び資源の評価	3. 2-31
5. 結論	3. 2-32

東海第二発電所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（東海第二）
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器直接加熱」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 ・ TBU ・ TBD

(添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第2-3表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定」)

高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱 (DCH) ※1	8.5E-09	TQUX	2.4E-11	0.3	<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"> ・ 本格納容器破損モードに至る可能性のあるPDSのうち、長期TBは炉心損傷に至る前にRCICによる一時的な炉心冷却に成功しており、起回事象発生から原子炉減圧までの余裕時間の観点ではTQUX、TBD、TBUの方が厳しい。 ・ 高圧状態で原子炉圧力容器破損に至る点ではTQUX、TBD、TBUにPDS選定上の有意な違いはない。 <p>以上より、本格納容器破損モードを代表するPDSとしてTQUXをPDS選定する。</p> <p>また、このPDSに全交流動力電源喪失を重量させることで、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。</p> <p>なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>	TQUX
		長期TB	8.5E-09	99.5		
		TBU	1.6E-11	0.2		
		TBD	2.2E-14	<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（東海第二）
<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、F C I または M C C I 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「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」は、格納容器破損モード「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、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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」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」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、「運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器破損に至る」ものであり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものであることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損前までに原子炉圧力容器の減圧を行う必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、(原子炉圧力容器の破損までに)原子炉圧力容器を減圧する機能を挙げており、具体的には、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備することを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

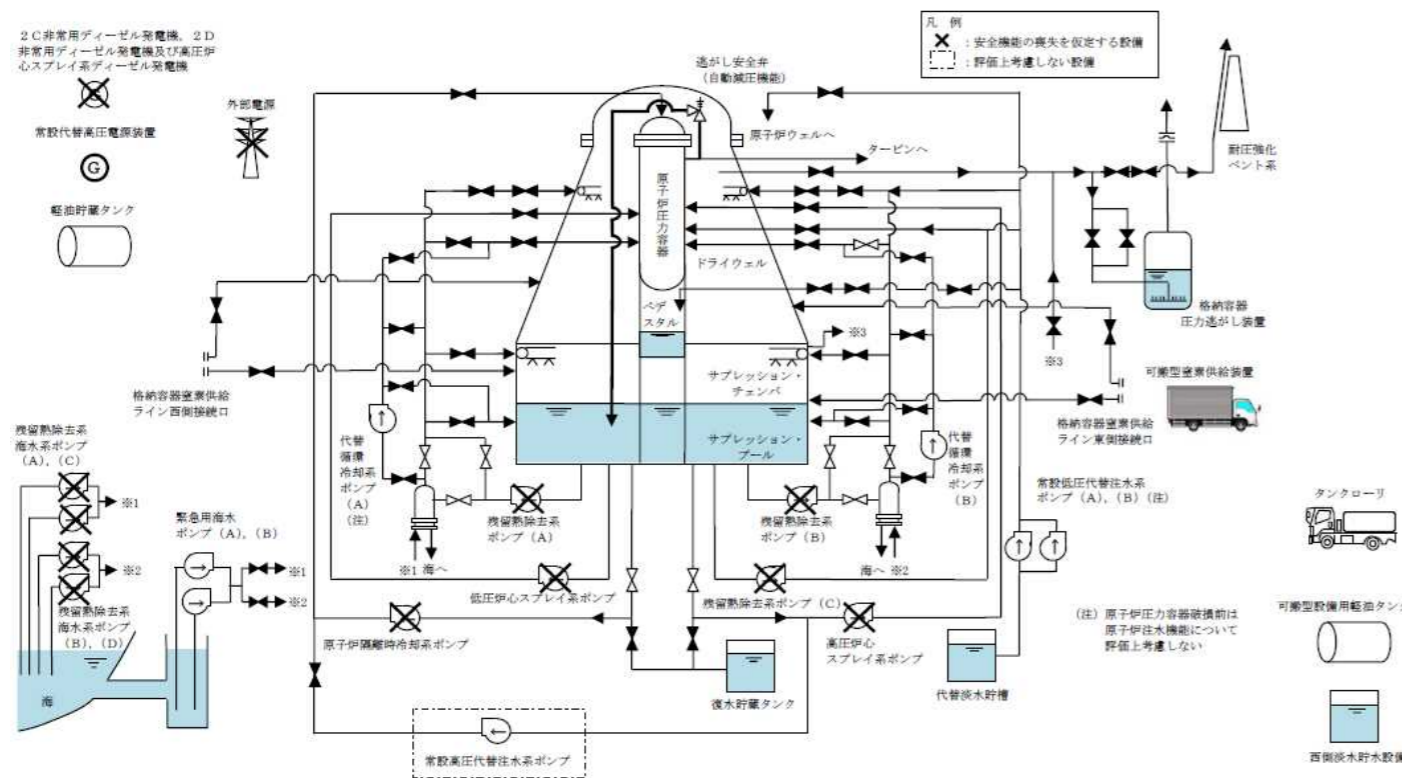
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>1) (i) 本格納容器破損モードでは、非常用炉心冷却系等の原子炉圧力容器への注水機能の喪失、原子炉減圧の失敗、炉心損傷等を判断する必要がある。このための常設設備及びこれらに関連する計装設備が、「第 7.2.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について」に示されており、原子炉水位計（SA 広帯域）、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉圧力計（SA）、原子炉圧力計、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W 及び S/C）、格納容器内水素濃度計（SA）等が挙げられていることを確認した。なお、タイムチャートにおいて、プラントの状況判断を事象発生から 10 分間としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格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）による原子炉圧力容器の減圧を実施する。また、逃がし安全弁の温度上昇を抑制するため、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電及び緊急用海水系による冷却水の確保を行い、代替循環冷却系を用いた格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、緊急用海水ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ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・チェンバ及び逃がし安全弁（自動減圧機能）を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、炉心損傷後の逃がし安全弁による原子炉圧力容器内の急速減圧に係る手順については、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」で整備されていることを確認した。また、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱に係る手順については、「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。当該対策で用いる重大事故等対策設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽、代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ、サブプレッション・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「第 7.2.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について」において整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針が示されていることを確認。</u></p>	<p>(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」と同一である。</p> <p>② 「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。</p> <p>③ 「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合) 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧するまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCI またはMCCI の有効性評価の事象進展と同様となる。</p>	
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉水位と原子炉圧力に係る計装設備を確認。 ② 原子炉圧力容器下鏡部の温度に係る計装設備を確認。 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7.2.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 炉心損傷後の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉圧力容器の急速減圧に係る計装設備として、原子炉水位計（SA 燃料域）、原子炉水位計（燃料域）、原子炉圧力計（SA）、原子炉圧力計が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉圧力容器破損確認に係る計装設備として、原子炉圧力容器温度計、格納容器下部水温計が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 炉心損傷確認及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱に係る計装設備として、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W 及び S/C）、ドライウエル圧力計、サブプレッション・チェンバ圧力計、サブプレッション・プール水温度計が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</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>(v) ※格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重</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"> ・ 低圧代替注水系（常設）以外による原子炉注水 ・ 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保操作 ・ 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）以外によるペDESTAL（ドライウエル部）注水 ・ 使用済燃料プールの除熱操作 ・ 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 ・ 高圧代替注水系の起動操作 ・ ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作 ・ 可搬型代替低圧電源車による受電操作 ・ サプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入操作 ・ 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作 ・ 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作 ・ タンクローリによる燃料給油操作 <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</p>

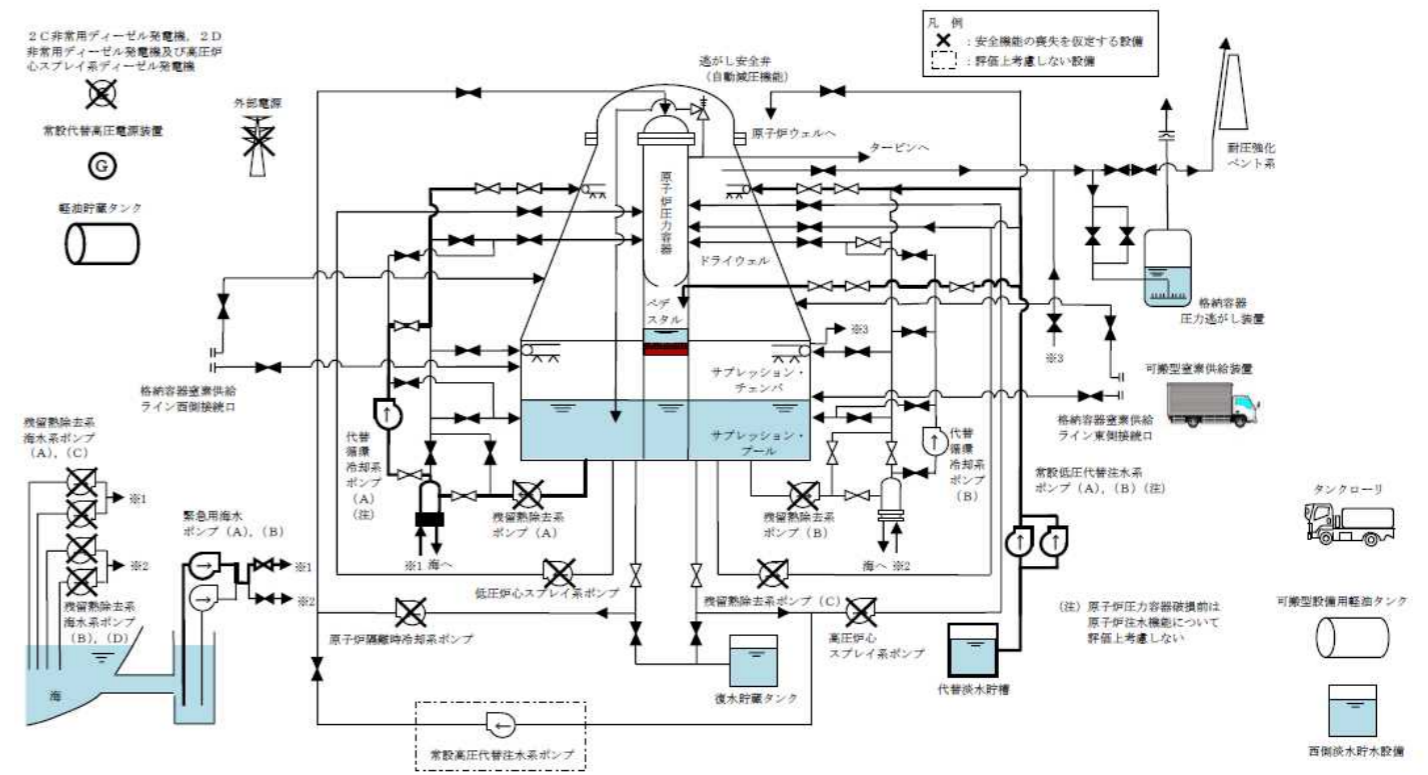
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.10 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な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」、「技術的能力 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等」において、①の実手順が整理されており、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 7.2.2-1 表 「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 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、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>3)（i）炉心損傷後の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉圧力容器の急速減圧及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱に関連する設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （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>4)（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第 7.2.2-2 図「高圧熔融物放出／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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、「第7.2.2-2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要」及び「7.2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」において明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉への注水機能喪失確認</u>：原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗したことを確認後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。</p> <p><u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱</u>：緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。</p> <p><u>炉心損傷</u>：原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内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倍以上となった場合とする。</p> <p><u>逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧の判断</u>：原子炉水位の低下が継続し、燃料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）2個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p><u>原子炉圧力容器破損確認</u>：原子炉圧力容器破損の兆候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値の喪失数増加、原子炉圧力容器温度（下鏡部）の300℃到達といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケール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。</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</p>	<p>5) (i) タイムチャートは、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」等を踏まえ、以下の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」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、低圧代替注水系（常設）以外による原子炉注水等には期待しないが実際には行う操作である。これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、現場において異なる作業を連続して行うことはないことを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

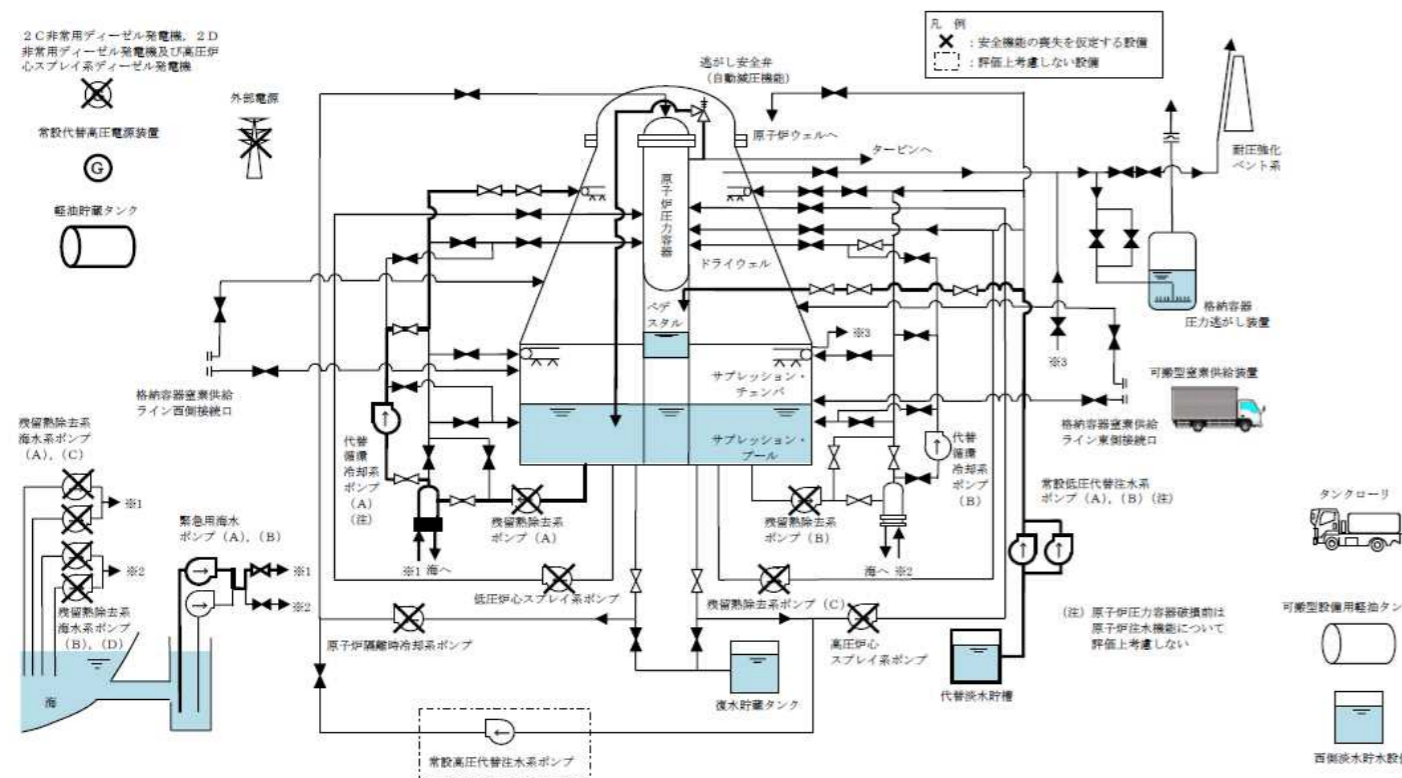
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>



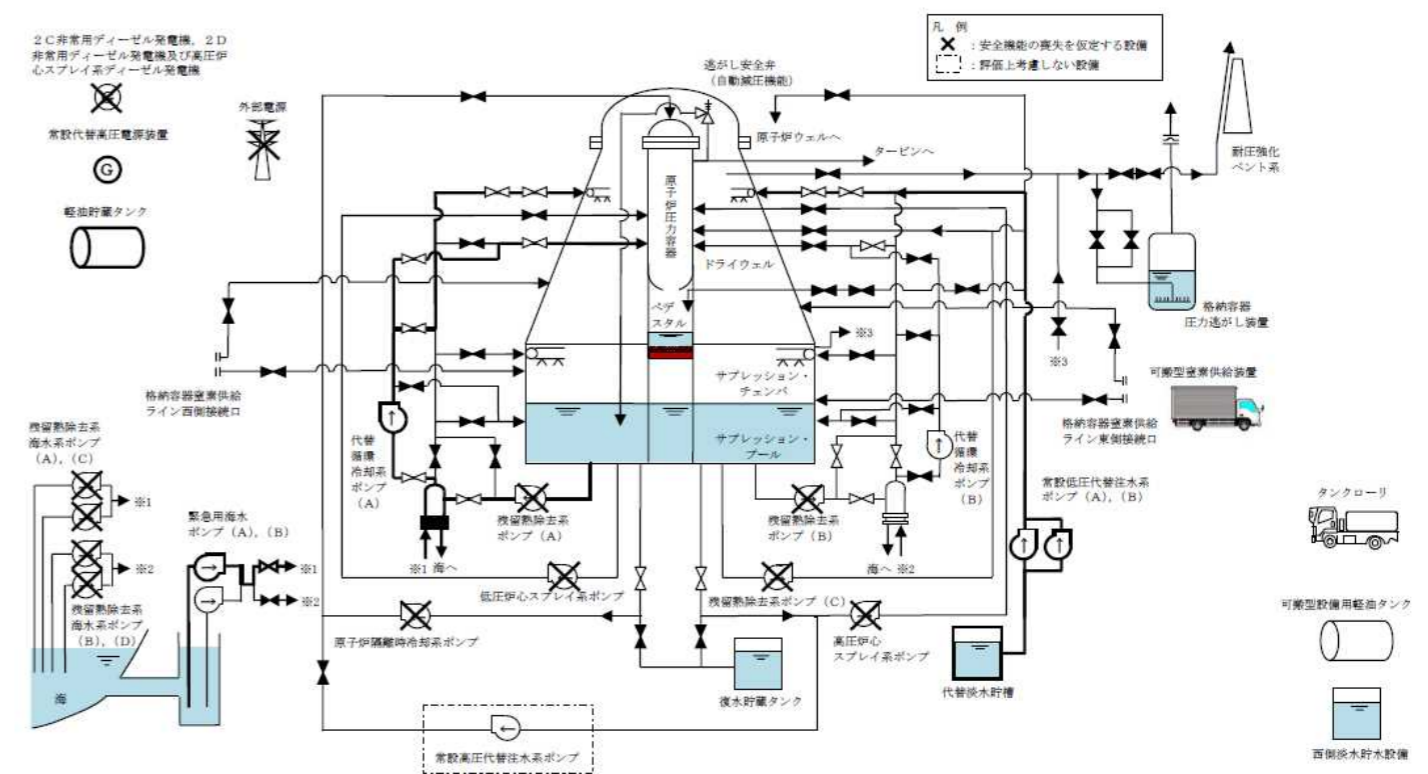
第7.2.2-1図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (1/5)
 (原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁 (自動減圧機能) による原子炉減圧段階)



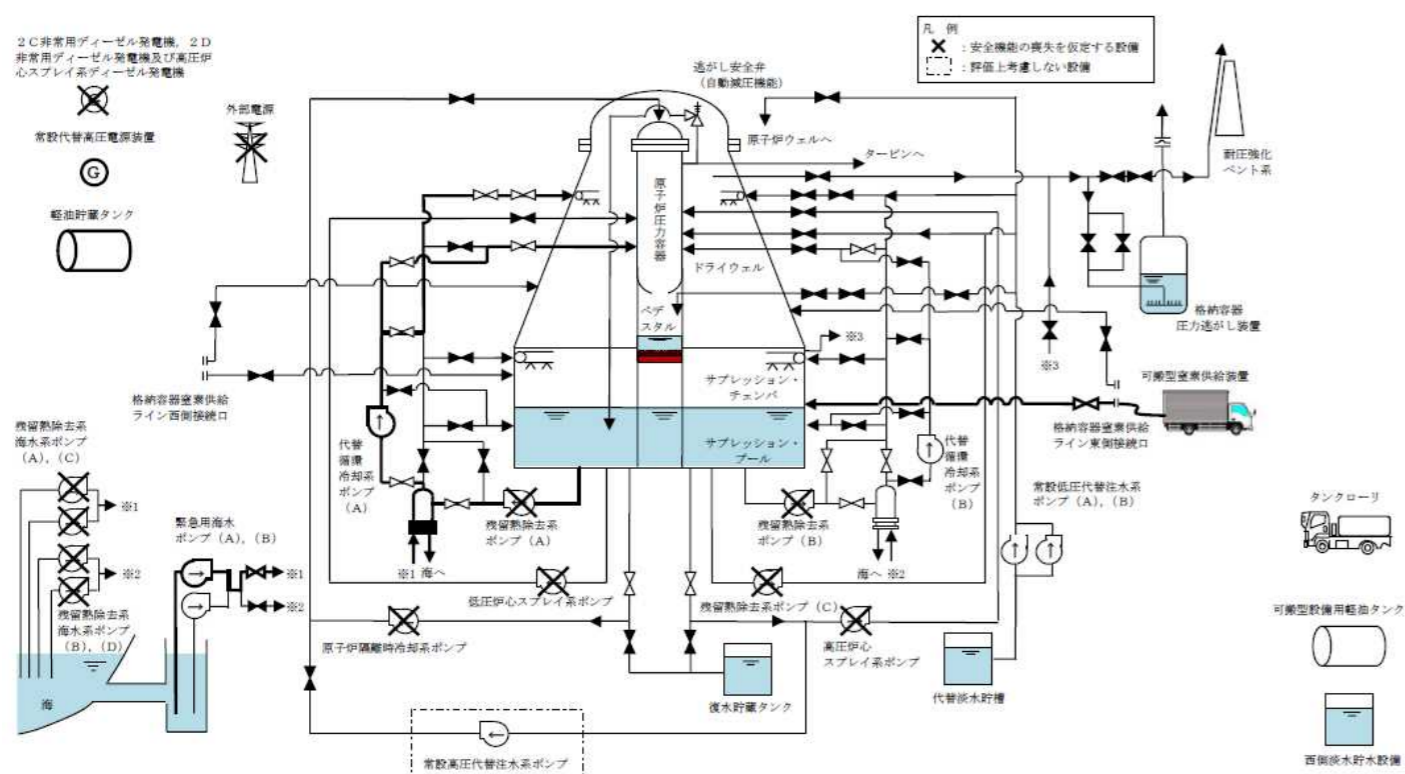
第7.2.2-1図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (3/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び格納容器下部注水系 (常設) によるペダスタル (ドライウェル部) 注水段階)



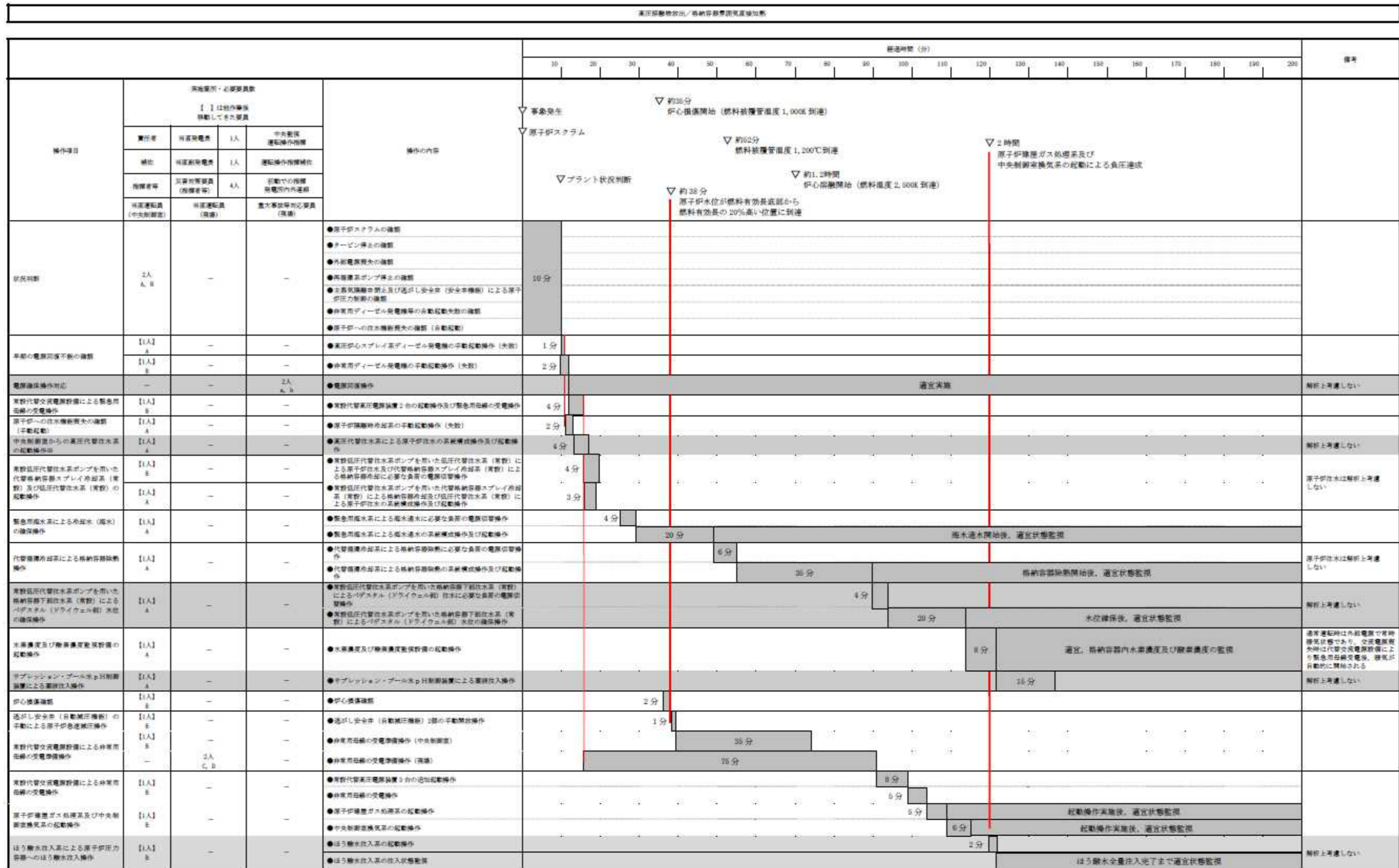
第7.2.2-1図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (2/5)
 (原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系 (常設) によるペダスタル (ドライウェル部) 水位の確保段階)



第7.2.2-1図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (4/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)



第 7.2.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (5/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)



※ 本格納容器構造モードにおいては機能に依存しないこととする。

第 7.2.2-3 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（1/2）

				高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱		経過時間 (時間)		備考
						1 2 3 4 5 20 120 180		
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後 移動してきた員数			操作の内容				
	当班運転員 (中央制御室)	当班運転員 (高圧)	重大事故等対応員 (高圧)					
原子炉圧力容器破損の判断	【1人】 A	—	—	●原子炉圧力容器破損の判断 ●破砕炉心の確認	監視判断パラメータ（格納容器下部水温） の継続監視	5分	約2.7時間 原子炉圧力容器温度（下線部） が300℃到達	
東豊低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】 A	—	—	●東豊低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）		1分	約4.5時間 原子炉圧力容器破損	適宜状態監視
東豊低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベダスタル（ドライウェル部）注水操作	【1人】 A	—	—	●東豊低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベダスタル（ドライウェル部）注水操作及び水位制御操作		1分	格納容器圧力 低下から30分後	注水開始後、水位制御を継続
代替格納容器系による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】 A	—	—	●代替格納容器系による原子炉注水操作 ●代替格納容器系による格納容器冷却操作				原子炉注水中、適宜状態監視 格納容器冷却中、適宜状態監視
東豊低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	—	—	●東豊低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作				適宜実施
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	—	—	●東豊低圧代替注水ポンプによる代替燃料プール注水（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施	10分		燃料上層にない。 スクロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する。 燃料上層にない。 約10時間までに実施する。
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水（可搬型）の起動操作	—	—	8人 a~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作		170分		燃料上層にない。 炉心降下による炉内放射線量が高レベル化の際に実施し、炉心降下を確認しながら作業を行う。
可搬型電源供給装置による格納容器内への電源投入操作	—	—	【6人】 a~k	●可搬型電源供給装置の移動、接続操作及び起動操作			180分	可搬型電源供給装置起動後、 適宜状態監視
タンクローリによる燃料供給操作	—	—	2人 (作業)	●可搬型電源供給装置からタンクローリへの給電操作 ●可搬型電源供給装置への給電操作			90分	適宜実施 タンクローリ降下に応じて適宜状態監視 タンクローリ給電する。
必要員数合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a~j 及び作業員2人					

第 7.2.2-3 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間 (2/2)

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（東海第二）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1) (i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA により選定された（評価が）最も厳しいプラント損傷状態は、TQUX であることを確認した。評価事故シーケンスは、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」を選定していることを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」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、「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、原子炉圧力容器の損傷まで事象を進展させるために、原子炉圧力容器への注水手段の全てが使用できないと仮定した場合、事象進展及び運転員等の操作時間は本評価事故シーケンスと同じとなる。よって、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同じ評価事故シーケンス及び同じ設備・手順に基づく評価により各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策に有効性があるかを確認することを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2) (i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における重要現象については、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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）並びに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及び原子炉圧力容器破損が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項参照。</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を取り扱うことができる MAAP を用いることを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コードの審査確認事項参照。</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の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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「熔融炉心・コンクリート相互作用」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（東海第二）
<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) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>1) (i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>①外部電源はないものとし、さらに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ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失の仮定は、「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であるが、本格納容器破損モードに特に関連するものについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、給水流量は全喪失するものとしていることを確認した。追補Ⅱ「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」より、給水流量の全喪失は通常停止させる事故シーケンスと比較して事象進展が早いことから、余裕時間の観点で厳しいことを確認した。</p> <p>炉心損傷、更に原子炉圧力容器の破損まで事象を進展させるため、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系の高圧注水機能及び低圧注水機能）が喪失するだけではなく、重大事故等対処設備による原子炉注水機能（低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水の機能）を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定していることを確認した。また、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能の喪失に伴い、自動減圧系（代替自動減圧系も含む）は作動しないものとすることを確認した。</p> <p>② 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第 37 条 2-3(c) にしたいがい、Cs-137 の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の放出割合を確認。</p> <p>③ サプレッション・プール、格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>(iv)※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定</p>	<p>2) (i) 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」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等の操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>（BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合の場合）</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>① 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由について、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）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 6%を処理</p> <p>代替循環冷却系：原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による原子炉格納容器内のスプレイ流量は、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 250m³/h とし、緊急用海水系を用いた代替循環冷却系の伝熱容量は、熱交換器 1 基当たり、サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において設計値の約 14MW とする。</p> <p>補足説明資料（添付資料 3.2.6「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、代替循環冷却系により逃がし安全弁の温度上昇を抑制する手順とすることで、減圧中の開保持をより確実にする方針であることが示されている。</p>
<p>（ii）有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本評価事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している給水系、安全機能の喪失を仮定している原子炉隔離時冷却系並びに高圧炉心スプレイ系、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)（i）重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、本格納容器破損モードと特に関連するものについて、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は中央制御室にのみで実施することを確認した。なお、「第 7.2.2-3 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」により、本格納容器破損モードに関連する操作と同時に実施する現場操作は、有効性評価の解析上期待しない操作と他の格納容器破損モードと関連する操作であり、本格納容器破損モードと関連する操作には影響しないことを確認した。</p> <p>電源確保操作対応：</p> <p>有効性評価の解析上期待しない操作であり、現場要員 2 名により、適宜実施としていることを確認した。また、当該要員は、本格納容器破損モ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>ードの対策に必要な操作に当てられていないことを確認した。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作：有効性評価の解析上期待しない操作であり、現場要員 8 名により、170 分間で実施としていることを確認した。また、当該要員は、本格納容器破損モードの対策に必要な操作と時間が重なってい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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉圧力容器の急速減圧の操作は、<u>原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 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</u>ことを「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」等により確認した。また、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、<u>事象発生 90 分後から開始する</u>ことを「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」により確認した。なお、操作余裕時間の評価については、「3. (3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 3.2.1. 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について）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、原子炉圧力容器内の保有水により燃料を冷却する効果を期待するために原子炉減圧を遅らせること及びジルコニウム-水反応による水素発生量を抑制する観点から、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で実施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が 1 個の場合の水素発生量が大きくなっていること及び炉内蒸気流量が少ないため燃料被覆管に対する負荷を軽減できる観点から、開放する弁数を 2 個とすることが妥当であることが示されている。</p> <p>③ 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動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（燃料有効長底部から燃料有効長の 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>代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、事象発生 90 分後から開始する設定であることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異が考えられるため、「1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響」において、操作条件に対する不確かさの影響評価を確認する。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>（原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した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。</p> <p>(i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p>	<p>1) (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「熔融炉心・コンクリート相互作用」と同一であるが、本格格納容器破損モードに特に関連する解析結果について確認している。</p> <p>① 「7.2.2.2(4)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第 7.2.2-5 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 7.2.2-4 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）に到達した時点において逃がし安全弁手動開操作が開始され原子炉圧力が急速減圧されていることを確認した。第 7.2.2-15 図より、代替循環冷却系が作動していることを確認した。</p> <p>④ 第 7.2.2-4 図より、逃がし安全弁（自動減圧機能）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熔融物放出及びこれによる格納容器雰囲気直接加熱を防止できていることを確認した。</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 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>対策の効果に関するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器圧力 <p>対策切替えの判断に関するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> 本事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内を減圧し、原子炉圧力容器が破損するまでの期間においてするまでの事象が対象である。原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展は、FCIまたはMCCIの有効性評価の事象進展と同様となる。 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> トレンド図の変曲点については、説明を加えること トレンド図に関連する操作や機器動作のタイミングが示されていること 図示されたパラメータの定義が明確であること <p>（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>	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器圧力</p> <p>② 環境へのCs-137の放出量</p> <p>※ 原子炉圧力容器内を減圧した後の事象進展については、FCI、MCCIの有効性評価で確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、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35分後に炉心損傷に至る。事象発生から約38分後に、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達し、逃がし安全弁（自動減圧機能）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4.5時間後）の圧力は約0.3MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。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（自動減圧機能）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」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(d)を満足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（東海第二）
<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) (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」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

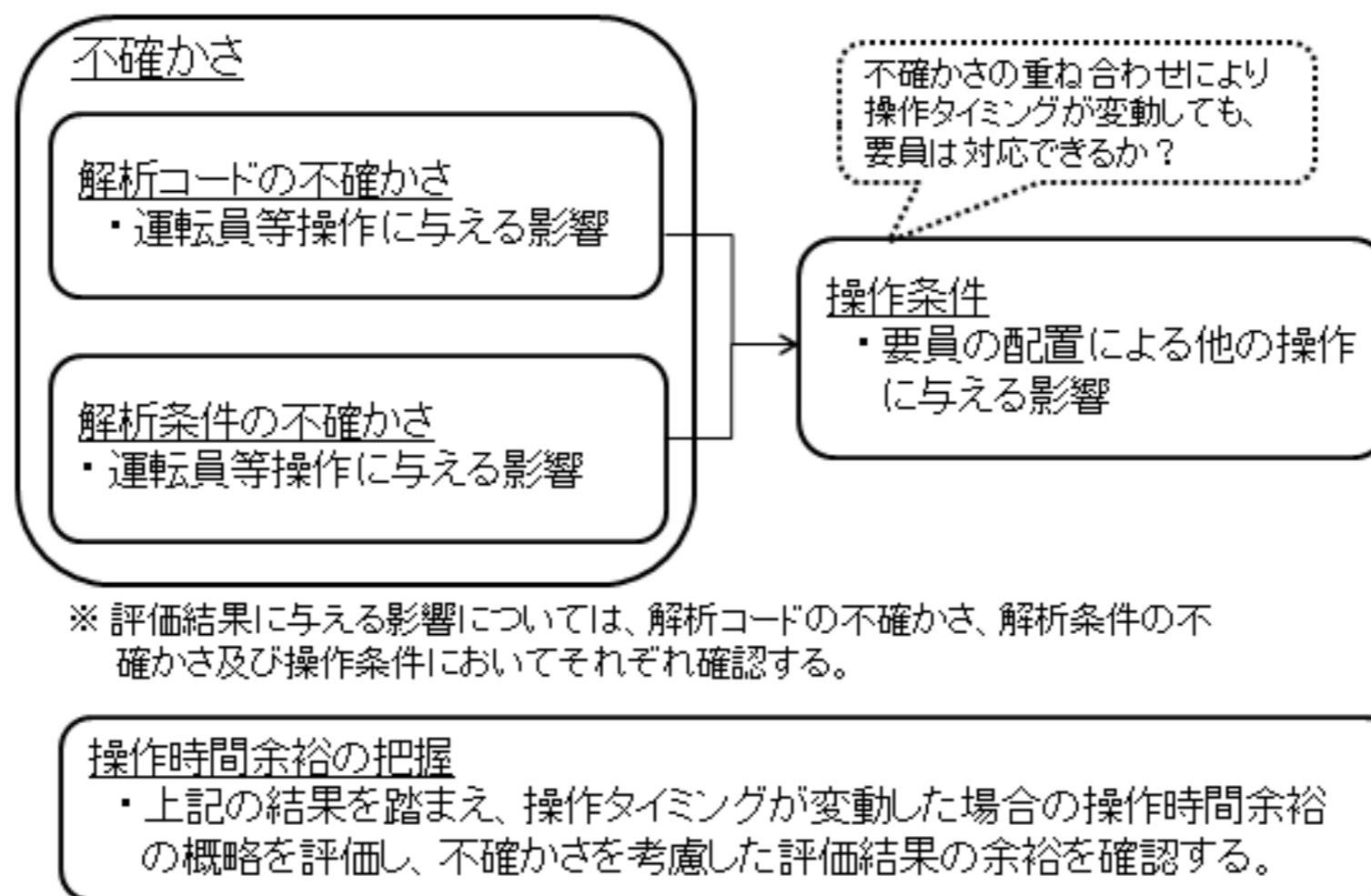
確認内容の概要：

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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価する方針が示されていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等の操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重量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、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉圧力容器の強制減圧及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作(緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作を含む。以下同じ。)であることを確認した。これらの操作は、原子炉水位の不確かさや操作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（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>1) (i) 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響については、<u>MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFERによる評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）</u>ため、<u>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</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認した。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認した。 ・ 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることから、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の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ひず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ひずみを低下させた場合には原子炉圧力容器破損時間は早まることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさを考慮した場合は、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の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>
<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</p>	<p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>MAAPによる原子炉水位の低下は、より精緻なモデルを備えた SAFERによる評価結果とは異なるものの、その差は小さい（原子炉水位が、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するのが数分程度異なる。）</u>ため、<u>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</u>。炉心ヒートアップ、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、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に係る不確かさがある。これらについては、感度解析を实</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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>施しており、いずれのケースにおいても、原子炉圧力への影響が小さいことが確認されており、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に原子炉圧力が2.0MPa[gage]を下回ることに変わりはないことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、1. 解析コードの不確かさが運転員等の操作に与える影響評価の記載と同じ。</p> <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、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の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ひず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4.5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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等の操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等の操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量の影響を確認。</p>	<p>解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでに原子炉圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることには変わりはないことを確認した。解析条件の不確かさが運転員等の操作に与える影響評価及び評価結果に与える影響評価について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>(i) 解析条件が運転員等の操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ、炉心崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）には変わりはないことから、運転員等の操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響は小さいことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量の影響を確認。</p>	<p>1) (i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度を想定することで崩壊熱に保守性を持たせているため、最確条件の場合には原子炉水位の低下は緩慢になり、原子炉水位を起点とする減圧操作の開始が遅くなることから、時間余裕が大きくなる。この場合、原子炉圧力容器の破損も遅くなるため、原子炉圧力容器破損に至るまでに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減できることには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作の開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、<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>(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開始（事象発生から約38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、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するまでには事象発生から約38分の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等の操作時間に与える影響も小さいことを確認した。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から90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、代替循環冷却系運転は事象発生90分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが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は小さいことを確認した。また、本操作の操作開始時間は、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、実態の操作開始時間が早まる可能性があるが、状況判断から代替循環冷却系運転までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、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。</p> <p>② 原子炉急速減圧操作は、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はないことを確認した。代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間、訓練実績等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 原子炉急速減圧操作は、運転員等の操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>代替循環冷却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が早まる可能性があるが、操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、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>

(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（東海第二）
<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 高圧溶融物放出／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) (i)</p> <p>① 原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器の破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器の破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり、操作開始時間（事象発生から約 38 分後）に対して余裕があるため、準備時間が確保できるため、時間余裕があることを確認した。</p> <p>② 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり時間余裕があるが、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約 4.5 時間であり、約 3 時間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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>1) (i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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「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）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（＋DCH）」において、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉圧力容器の減圧を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。</p> <p>さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。</p> <p>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>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＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」におけるその有効性を確認したことにより、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、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.3-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.3-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.3-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.3-6
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.3-15
(1) 有効性評価の方法	3.3-15
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.3-17
(3) 有効性評価の結果	3.3-21
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3-24
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.3-26
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.3-27
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.3-27
b. 操作条件	3.3-29
(3) 操作時間余裕の把握	3.3-29
4. 必要な要員及び資源の評価	3.3-31
5. 結論	3.3-32

東海第二発電所に係る新規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（東海第二）
<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7つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ LOCA ・ 長期 TB ・ TBU ・ TBP ・ TBD

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

解釈で想定する格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	PDS ^{※2}	格納容器破損頻度 (/炉年) ^{※2}	寄与割合 (%) ^{※2}	評価対象とする PDS の選定の考え方	評価対象 PDS
原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 (FCI) ^{※1}	2.2E-14	TQUV	—	—	<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、ベデスタル（ドライウェル部）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、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、ベデスタル（ドライウェル部）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、ベデスタル（ドライウェル部）への水張りを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、TBU及び長期TBは選定対象から除外する。 ・ LOCAは、上記が急速に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デブリ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。</p> <p>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。</p> <p>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	2.2E-14	100.0		
		長期TB	—	—		
		TBU	—	—		
		TBP	—	—		
		TBD	—	—		
		LOCA	2.8E-20	<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（東海第二）
<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> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <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> </div> <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>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、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され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 style="text-align: right;"><7.2.3.1(2)></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。ペDESTAL（ドライウェル部）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 style="text-align: right;"><7.2.3.1(2)></p> <p>また、「追補 2 Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及び TROI を挙げ、これらのうち、KROTOS 及び TROI の一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していること、水蒸気爆発が発生した KROTOS、TROI の一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること、又は、溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが要因であることを確認した。</p> <p>さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを確認した。これらの水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生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（炉外 FCI）に関する知見の整理」において、水蒸気爆発のメカニズムの説明と、これまでの実験で得られた知見より、水蒸気爆発が発生する可能性が極めて小さいとする根拠について示されている。</p> <p>② 補足説明資料「添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価」において、溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定した場合の水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性の評価について示されている。</p> <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、水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 1m で水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、ペDESTALの原子炉圧力容器の支持機能及びデブリ保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、汎用有限要素解析コード LS-DYNA を用いて、水蒸気爆発に伴いペDESTAL（ドライウエル部）内の水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、ペDESTAL（ドライウエル部）床面及び壁面に発生する応力を評価している。 ➤ 評価結果は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ＜側壁（RPV支持機能）＞ <ul style="list-style-type: none"> a. 側壁の変位 <p>最大変位はX方向で約 0.16mm にとどまり、変位は増大していないことから、水蒸気爆発発生後の構造物の進行性の崩壊はない。</p> b. コンクリートの圧縮ひずみ <p>側壁にはCCV規格に基づく許容ひずみ 3,000μ を超える部位は生じないことから、機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。</p> c. 鉄筋の引張ひずみ <p>側壁の鉄筋に発生する軸ひずみは約 184μ であり、CCV規格に基づく許容ひずみ 5,000μ を超えない。</p> d. 側壁の面外せん断 <p>発生するせん断応力度は上部約 0.93N/mm² 及び下部約 0.77N/mm² であり、それぞれのCCV規格に基づく終局面外せん断応力度である、3.09N/mm² 及び 2.65N/mm² を超えない。</p> ＜床スラブ（デブリ保持機能）＞ <ul style="list-style-type: none"> a. 床スラブの変位（たわみ量） <p>最大変位は約 2.0mm とどまり、変位は増大していないことから、水蒸気爆発発生後の構造物の進行性の崩壊はない。</p> b. コンクリートの圧縮ひずみ <p>CCV規格に基づく許容ひずみ 3,000μ を超える部位は、床スラブ上面の僅かな範囲にとどまることから、機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。</p> c. 鉄筋の引張ひずみ <p>床スラブの鉄筋に発生する軸ひずみは約 364μ であり、CCV規格に基づく許容ひずみ 5,000μ を超えない。</p> d. 床スラブの面外せん断 <p>発生するせん断応力度は約 3.70N/mm² であり、終局面外せん断応力度 4.33N/mm² を超えない。</p> <p>なお、有効性評価（補足説明資料）「22 溶融炉心が原子炉圧力容器下部の偏心位置より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ペDESTAL側壁に最も近接する原子炉圧力容器下部最外周のCRDハウジングとして評価を行い、基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した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（東海第二）
<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>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある</u>ことを確認した。</p> <p>本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期の対策として、原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること、原子炉圧力容器の減圧開始後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p> <p>なお、事象初期には、ペDESTAL（ドライウエル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への水張りが行われるが、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧カスパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して1mとしていることを確認した。</p> <p>また、安定状態に向けた対策は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.1(2)及び(3)></p>

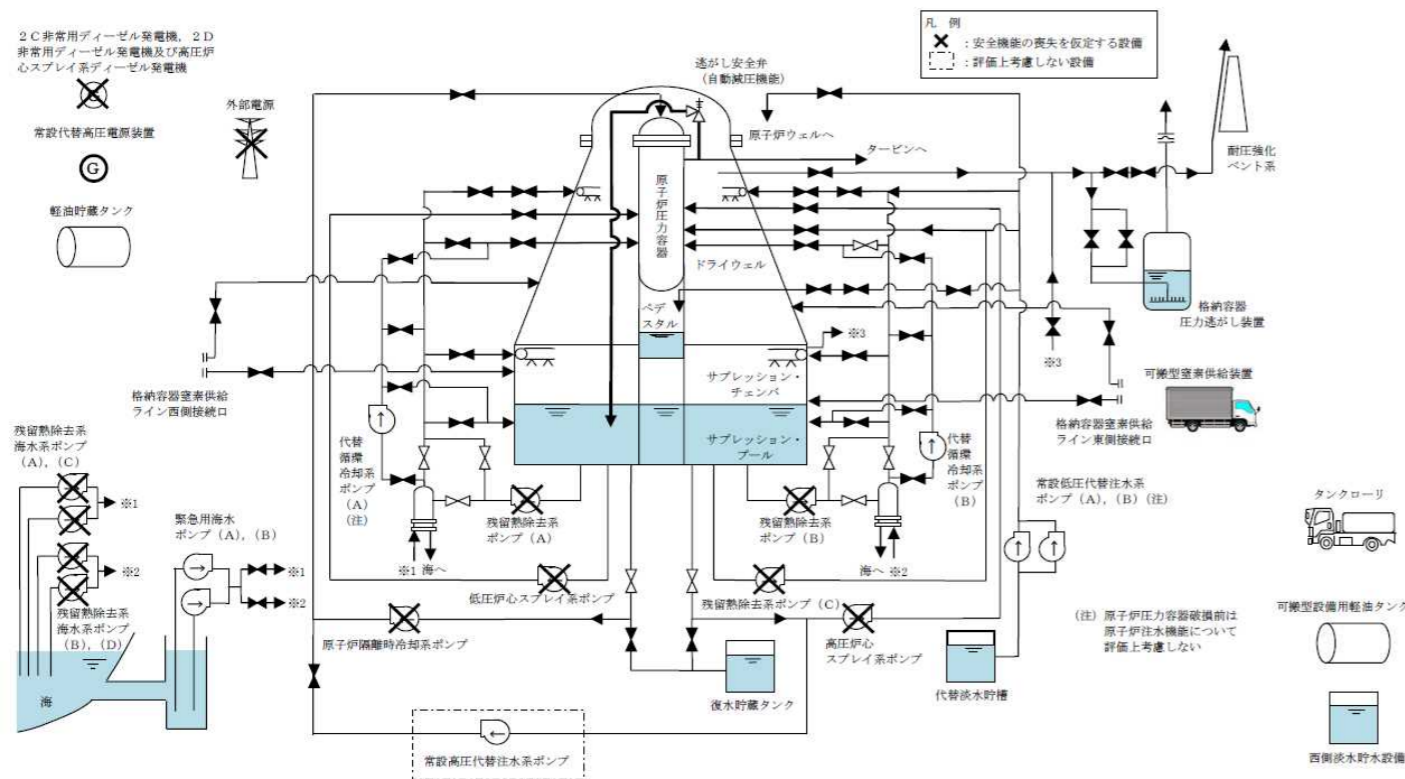
(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること</u>、<u>原子炉圧力容器の減圧開始後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であること</u>、初期の対策として、原子炉起動時にペDESTAL（ドライウェル部）に注水した水位について、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）により1mとなるよう調整が行われるが、<u>圧カスパイクが発生した場合に原子炉格納容器バウンダリの機能を維持し、同時に実施する溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待できる水位として、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を1mに設定すること</u>を確認した。また、<u>このため、格納容器下部水位計を重大事故等対処設備として新たに整備すること</u>を確認した。</p> <p>本対策に係る手順、必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。最終ヒートシンクへの熱の輸送手段が整備されていることを確認。</p> <p>③ <u>さらなる長期対策として、喪失した安全機能の復旧も含め、安定状態を維持するための手順や方針がしめされていることを確認。</u></p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一であること</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</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>

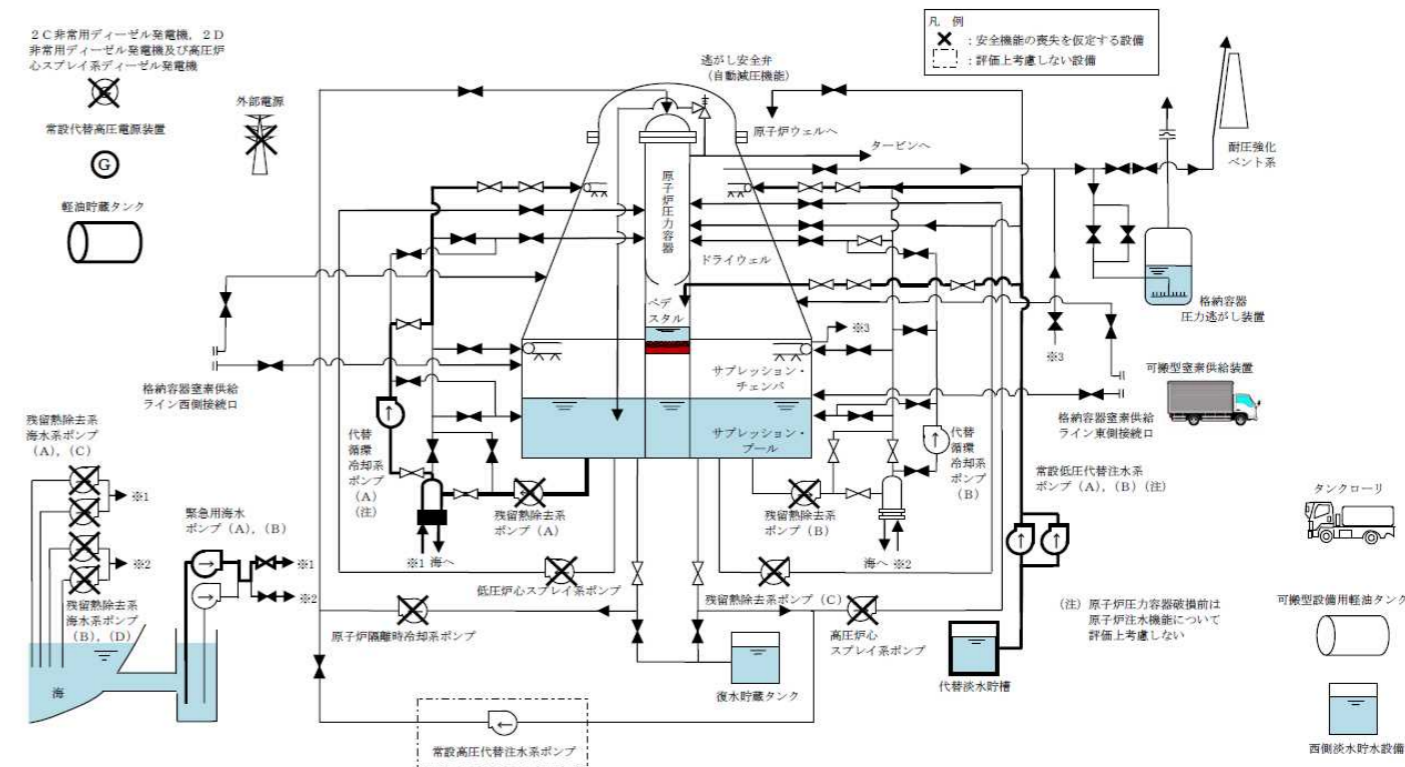
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>設備を確認。</p>	
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (BWR FCI の場合) 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないものの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</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)</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>※ 「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（東海第二）
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>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、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p>	<p>※ 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>

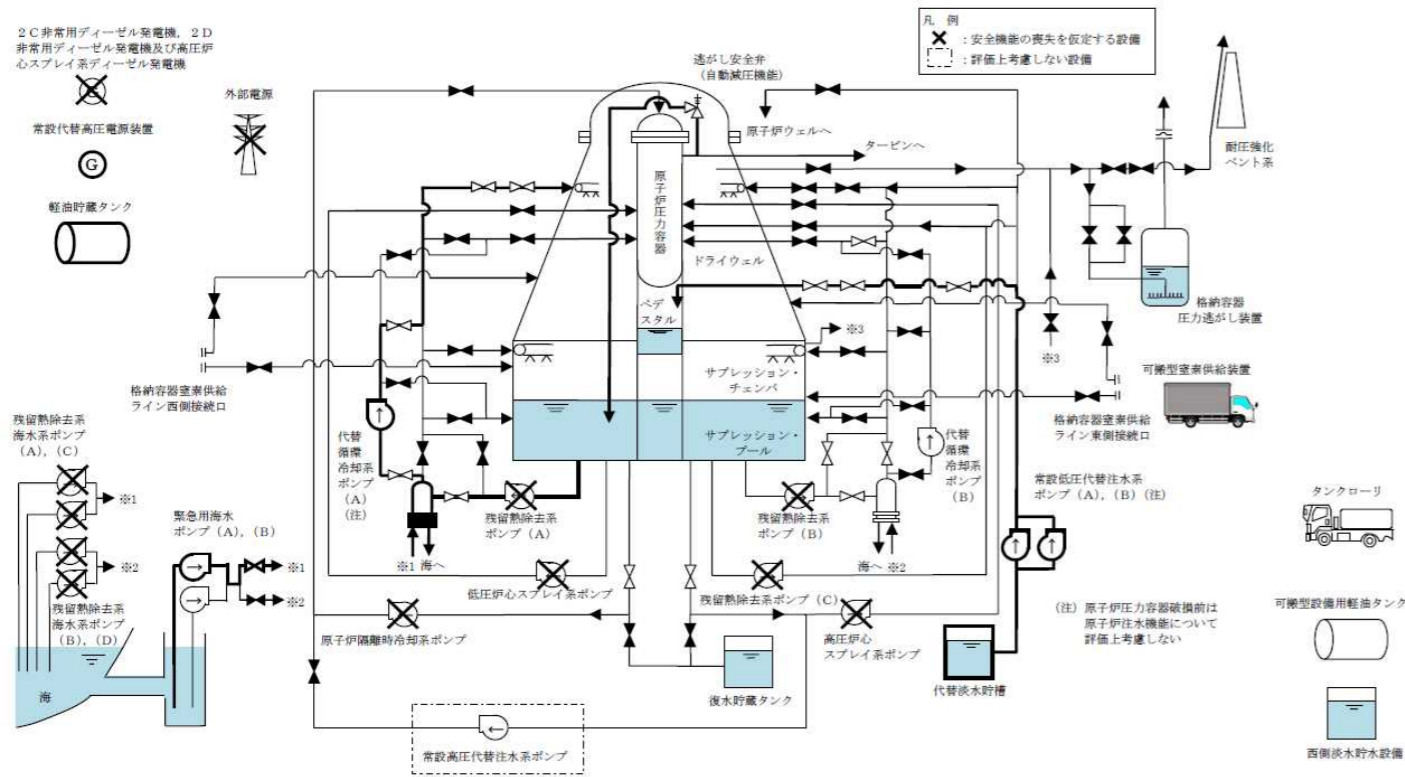
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されて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。 	



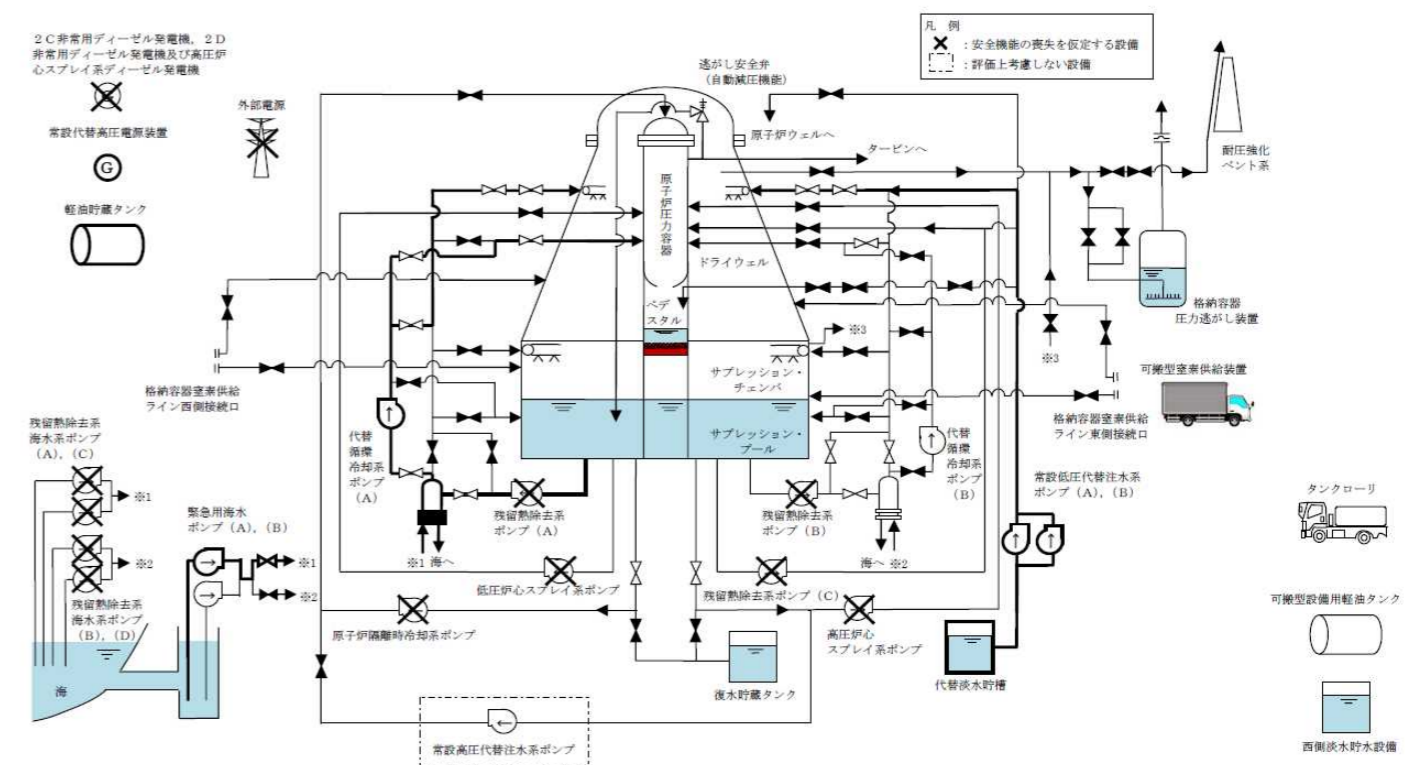
第 7.2.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (1/5)
(原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧段階）



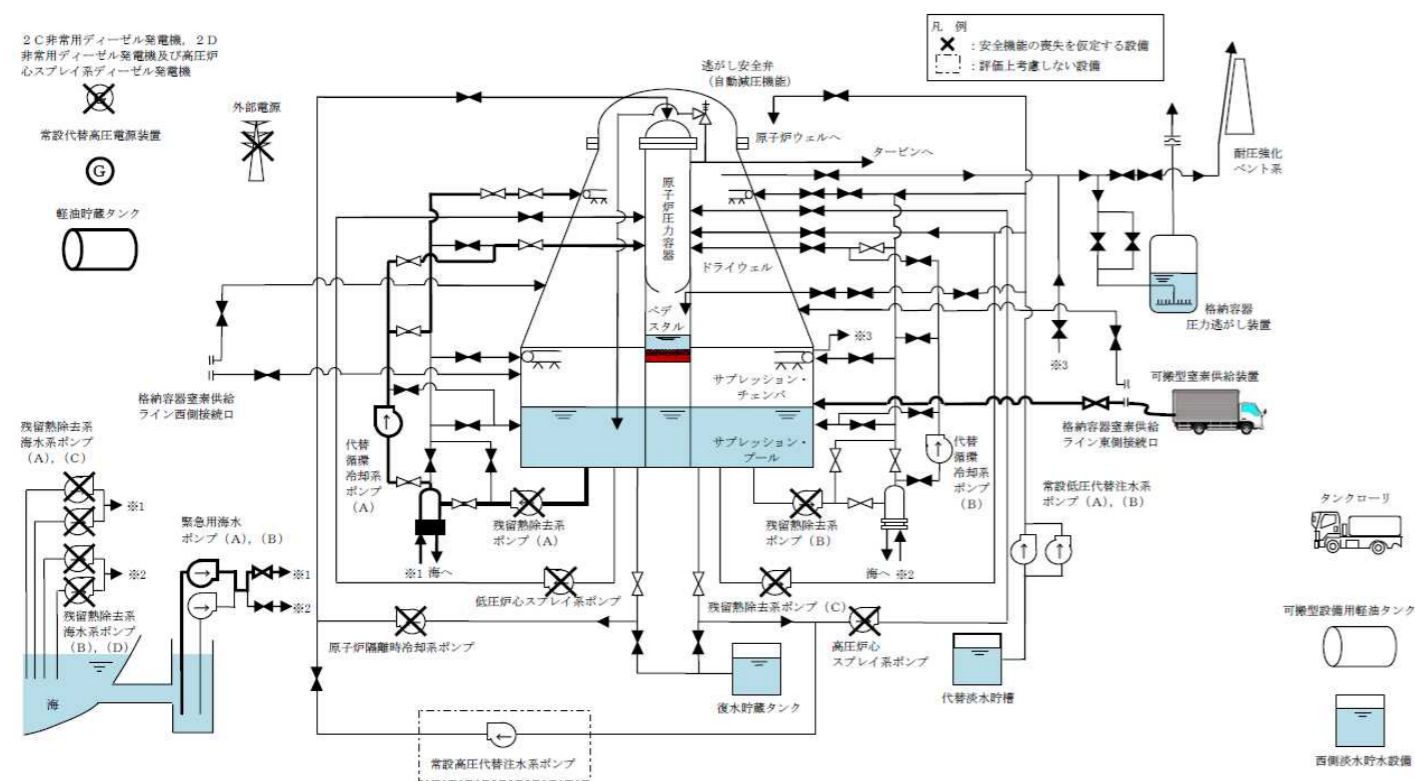
第 7.2.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (3/5)
(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水段階）



第 7.2.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (2/5)
(原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保段階）



第 7.2.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (4/5)
(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）



第 7.2.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (5/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱、
 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)

高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱				経過時間 (時間)		備考
操作項目	実施場所・必要員数 【 】は担任業務 移動しての要員			操作の内容		
	当班運転員 (中央制御室)	当班運転員 (機室)	重大事故対応要員 (機室)			
原子炉圧力容器破損の判別	【1人】 A	-	-	●原子炉圧力容器破損の判別 ●破断箇所の確認	約 2.7 時間 原子炉圧力容器破損度 (下層部) が 30% 到達	
可動型代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後)	【1人】 A	-	-	●可動型代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後)	約 4.5 時間 原子炉圧力容器破損	5分
可動型代替注水ポンプを用いた格納容器下層注水 (常設) によるプロセス水 (ドライラム冷却) 注水操作	【1人】 A	-	-	●可動型代替注水ポンプを用いた格納容器下層注水 (常設) によるプロセス水 (ドライラム冷却) 注水操作及び水位制御操作	格納容器圧力 低下から 30 分後	1分
代替格納容器冷却による格納容器冷却操作 (原子炉圧力容器破損後)	【1人】 A	-	-	●代替格納容器冷却による原子炉注水操作 ●代替格納容器冷却による格納容器冷却操作	約 124 時間 格納容器内雰囲気濃度 3.5vol% (ドライ条件) 到達	1分
可動型代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●可動型代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	約 167 時間 格納容器内雰囲気濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達	
使用済燃料プールの起動操作	【1人】 A	-	-	●可動型代替注水ポンプによる代替燃料プール注水 (注水ライン) を実施した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却の起動操作	注水開始後、水位制御を終結	
可動型代替注水ポンプを用いた代替注水系 (可動型) の起動準備操作	-	-	【2人】 C、D	●可動型代替注水ポンプの移動、接続及び起動操作	原子炉注水中、適宜状態確保 格納容器冷却中、適宜状態確保	
可搬型電源供給装置による格納容器内への電源投入操作	-	-	【2人】 C、D	●可搬型電源供給装置の移動、接続及び起動操作	適宜実施	180分
タンクローリによる燃料移動操作	-	-	【2人】 (機室)	●可搬型電源供給装置からタンクローリへの燃料操作 ●可搬型電源供給装置への燃料操作	適宜実施	90分
必要員数合計	2人 A、B	2人 C、D	10人 (4人) 及び要員3人			

第 7.2.2-3 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間 (2/2)

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 (東海第二)
<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>(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最も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+損傷炉心冷却失敗 (+FCI (ペDESTAL))」を選定したことを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.2.(1)></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+損傷炉心冷却失敗 (+FCI (ペDESTAL))」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過渡事象及びLOCAのうち、冷却材が流出することからジルコニウムの酸化割合が小さく溶融炉心の保有熱量が小さくなるLOCAを除外し、溶融炉心の保有熱量が大きい上記の過渡事象を選定する。さらに、事象進展の観点から、過渡事象のうち、事象初期の高圧注水が行えず水位低下が早くなる「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を、より厳しい事故シーケンスとして選定することを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><6.2.2.1(3) 第6.2-3表></p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>(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・ポイド率変化及び気液分離(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、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器破損、格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の格納容器における原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)並びに原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.2.(1)></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>(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等を取り扱うことができるMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p style="text-align: right;"><追補2 III 5.2.3 第5.10表 他></p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等の操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.2(1)></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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>	

(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 (東海第二)
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用</p> <p>a. 現象の概要 熔融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件 (「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。)</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、熔融炉心冷却のための対策 (原子炉格納容器下部注水等) による影響を適切に考慮する。</p> <p>(c) 熔融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心熔融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>(注) 実ウラン熔融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇 (圧カスパイク) の可能性があることから、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>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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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) (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>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 原子炉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 溶融炉心がペDESTAL (ドライウェル部) に落下した後は、格納容器下部注水系 (常設) によりペDESTAL (ドライウェル部) に 80m³/h の注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却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 style="text-align: right;"><7.2.2.2(4)a.></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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(BWR FCI の場合 (MCCI の場合と同一)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水及び最終ヒートシンクへの熱の輸送に用いるポンプの流量等を確認。 	<p>2)</p> <p>(i) 機器条件については、<u>原子炉圧力容器破損前は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一、原子炉圧力容器破損後は「溶融炉心・コンクリート相互作用」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>上記のとおり、本評価事故シーケンスの機器条件はこれらと同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p><u>溶融ジェット径：</u></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を想定している。</p> <p><u>エントレインメント係数：</u></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><u>デブリ粒子径：</u></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><追補 2 Ⅲ 第 5 部 MAAP 4.3.4 溶融炉心と冷却材の相互作用について 4. 他></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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) ※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。(なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないとしている。)</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)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、原子炉压力容器破損前は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一、原子炉压力容器破損後は「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>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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 (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱 的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失 しないこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈 における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効 果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答 が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙 動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ： ・ 原子炉圧力及び水位</p> <p>動的機器の作動状況： ・ 代替格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水の流量 ・ 格納容器下部水位</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の圧力及び温度</p> <p>記載要領 (例)</p> <p>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>① 「7.2.2.2(4) 有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>③ 「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p> <p>④ 第 7.2.3-1 図及び第 7.2.3-2 図より、原子炉圧力容器が破損し、ペDESTAL (ドライウエル部) へ熔融炉心が落下した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制されていることを確認した。上記の事象進展やプラントの過渡応答も含め、評価期間における事象進展やプラントの過渡応答は「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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4.5時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、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・最高温度はそれぞれ約0.22MPa[gage]及び約118°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 style="text-align: right;"><7.2.3.2(3)b.></p> <p>① 第7.2.3-1 図より、格納容器下部注水系 (常設) による熔融炉心の冷却及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却によって、原子炉圧力容器が破損した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇が緩和されており、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0.22MPa[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>

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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>(i) ①及び②</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>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

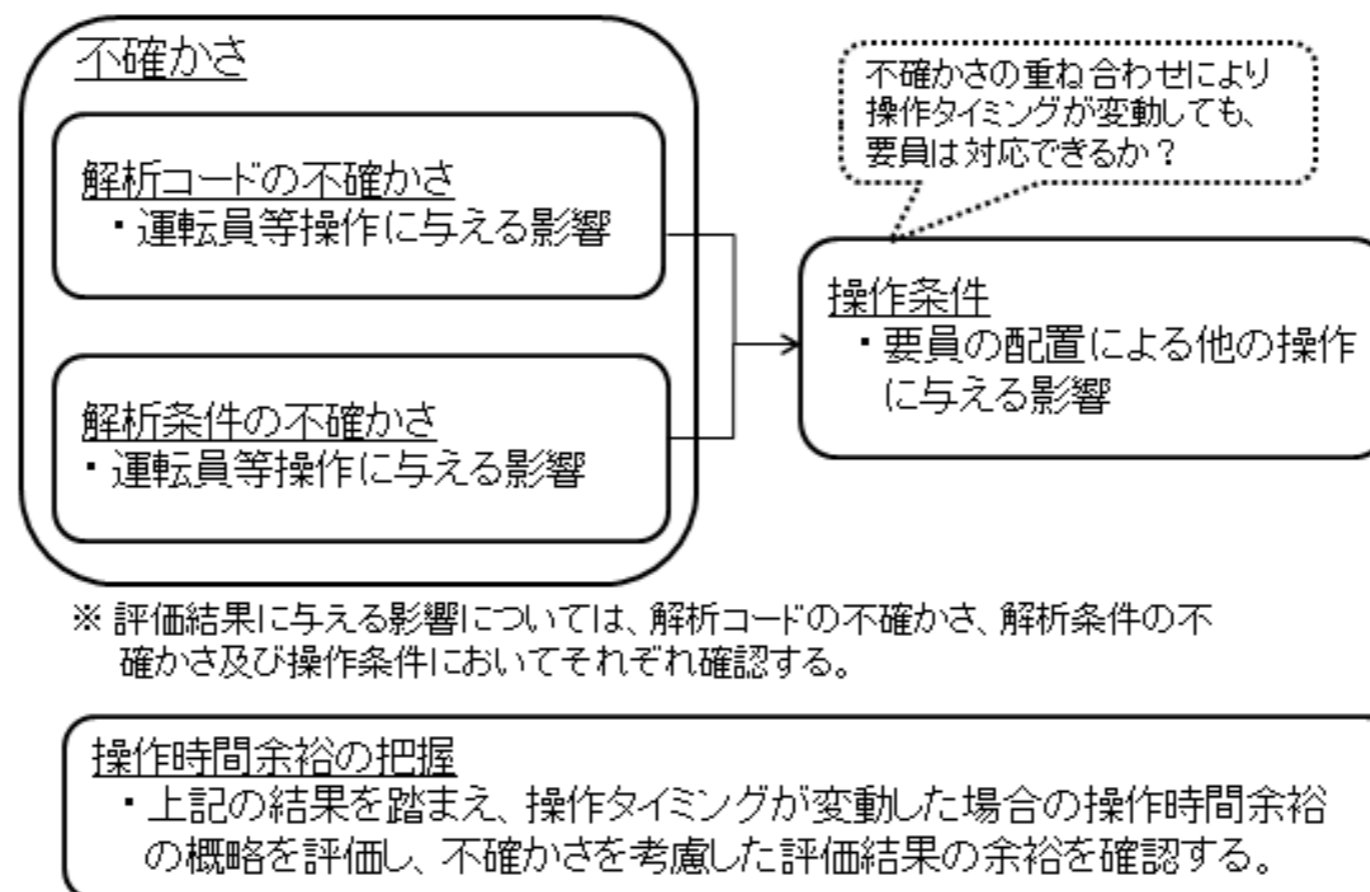
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等の操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等の操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5.1 解析条件設定の考え方」において、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定するとしていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> </div>
<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、緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とすることを確認した。この操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける(遅くなる/早くなる)。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.3></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 (東海第二)
<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>(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熔融炉心移行の開始時間に対する影響は小さいことを確認した。 炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離 (水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル (炉心水位計算モデル) は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 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及びデブリ粒子径の感度解析より、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。 <p style="text-align: right;"><7.2.3.3(1)a.></p> <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、最大ひずみを低下させた場合、原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉圧力容器破損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。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 style="text-align: right;"><7.2.3.3(1)a.></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) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>原子炉圧力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧カスパイクへの影響因子として、ペDESTAL (ドライウェル部) 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を実施した。その結果、これらのパラメータが圧カスパイクに与える影響は小さいことが確認されている</u>※ことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>※ 添付書類十 追補 2 Ⅲ 「重大事故対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP」を参照。</p> <p>解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <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

<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>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認した。 格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されているが、BWRの格納容器の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルはTMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ノード崩壊のパラメータ（温度）を低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉圧力容器破損及び熔融の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数の感度解析より、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。また、デブリ粒子径を変化させた場合の圧カスパイクへの影響は小さいことを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.3(1)b.></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ことを確認した。具体的には、第7.2.3-3図及び第7.2.3-4図において、エントレインメント係数について感度解析を行った結果、熔融炉心落下直後の格納容器圧力は、ベースケース約0.22MPa[gage]に対して、感度解析ケース（エントレインメント係数最大値）約0.26 MPa[gage]とわずかに大きい結果となるものの、格納容器限界圧力（0.62 MPa[gage]）を下回ることを確認した。</p> <p>なお、「追補2 Ⅲ 第5部 MAAP 添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について」において、BWR5 MARK-I改良型格納容器について、デブリ粒子径の感度解析を実施しており、圧カスパイクへの感度が小さいことを確認している。その他のBWRプラントにおいても炉心質量と冷却材体積の比は大きく変わらないため、同様の傾向が得られる。従って、解析モデルは実機解析への適用性を有すると判断できる。</p>
--	--

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>(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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であること、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱等について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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>力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、原子炉圧力容器温度 (下鏡部) 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 初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 35℃に対して最確条件は 35℃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、ペDESTAL (ドライウエル部) への注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、原子炉圧力容器温度 (下鏡部) 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 style="text-align: right;"><7.2.3.3(2)a.(a)></p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値 (標準値 (代表プラントの値) 等) を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響 (余裕が大きくなる/小さくなる) を確認する。</p> <p>(BWR FCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 外部水源の温度の影響を確認</p> <p>③ 事故条件の相違の影響を確認</p>	<p>(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+注水機能喪失」とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能の喪失を仮定した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、圧カスパイクによる原子炉格納容器内の圧力の最大値は約 0.20MPa [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> <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 31GWd/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 35℃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、ペDESTAL (ドライウエル部) への注水温度が低くなるが、ペDESTAL (ドライウエル部) には通常運転時から約 1m の水位が形成されていることから外部水源の温度がペDESTAL (ドライウエル部) のプール水に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに対する影響はない。</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熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを評価するに当たり、熔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+注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第 7.2.3-5 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 0.20MPa [gage] となったが、圧カスパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] 以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.3(2)a.(b)></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 (東海第二)
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間 (タイムチャート) を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一であることを確認した。</p> <p>操作条件のうち、格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) の水位 1m の調整操作について、ペDESTAL (ドライウェル部) には原子炉起動時に水位 1m となるよう注水していることから、評価上は本調整操作を考慮し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 操作条件の緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生 90 分後に開始することとしているが、余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>② 緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</p> <p>③ 緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作の操作開始時間は、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものである。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.3(2)b.></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、緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作について、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作は、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.3(2)b.></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 (東海第二)
<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>(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、格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) の水位 1m の調整操作について、本調整操作は事象発生から 90 分後の代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作後に実施するが、事象発生から原子炉圧力容器破損まで約 4.5 時間であり、本調整操作に要する約 30 分を考慮しても、操作遅れに対して約 2.5 時間程度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 操作条件の緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果 (東海第二)
<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>は事象発生から 90 分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約 4.5 時間であり、約 3 時間の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;"><7.2.3.3(3)></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 (東海第二)
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シナリオ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、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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 (東海第二)
<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熔融燃料－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＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL））」において、ペDESTAL（ドライウエル部）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。</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＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL））」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

水素燃焼

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3. 4-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3. 4-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3. 4-3
(3) 格納容器破損防止対策	3. 4-4
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3. 4-8
(1) 有効性評価の方法	3. 4-8
(2) 有効性評価の条件	3. 4-9
(3) 有効性評価の結果	3. 4-14
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3. 4-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3. 4-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3. 4-20
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3. 4-20
b. 操作条件	3. 4-23
(3) 操作時間余裕の把握	3. 4-24
4. 必要な要員及び資源の評価	3. 4-25
5. 結論	3. 4-26

東海第二発電所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（東海第二）
<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、東海第二発電所においては、運転中、原子炉格納容器内を窒素で置換することによって酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象レベル 1.5PRA の評価対象から除外している。このため、PRA からはプラント損傷状態（PDS）及び事故シーケンスは抽出されない。該当する PDS はないものの、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられる LOCA+SBO を選定することを確認した。</p>

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

解釈で想定する格納容器破損モード	格納容器破損頻度 （/炉年）	PDS 数 ^{※2}	格納容器破損頻度 （/炉年） ^{※2}	寄与割合 （%） ^{※2}	評価対象とする PDS の選定の考え方	評価対象 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"> 審査ガイドでは「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、東海第二発電所では格納容器内を窒素で置換しているため、レベル 1.5 PRA では水素燃焼により格納容器が破損する事故シーケンスは考慮していない。このため、東海第二発電所において評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定するものとする。 【評価において着目するパラメータ】 東海第二発電所では、通常運転時から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。 【東海第二発電所において評価する事故シーケンス】 本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シーケンス以外の PDS から選定する。酸素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-水反応による水素の発生に着目する。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、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は 13vol% を上回るものの、その他の PDS に比べて水素発生量が少なくなると考えられる。 このため、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 LOCA を評価対象 PDS として選定する。これに加え、「蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、対応の厳しさの観点で全交流動力電源喪失を重量させていることを考慮し、LOCA に全交流動力電源喪失を重量するものとする。 	LOCA

(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（東海第二）
<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>格納容器破損モード「水素燃焼」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合の一連の重大事故等対策の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合で確認した項目については、確認結果の欄に、「「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。」と記載した。</p> <p>1) (i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等によって水素ガスが発生し、発生した水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器破損に至る。」ものであり、本格納容器破損モードの特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性化するとともに、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合には、原子炉格納容器内に窒素を注入することによって水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止する</u>ことを確認した。本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損を防止することが必要であることを確認した。なお、上記を含めた格納容器破損防止対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 判断に必要な計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れ等を考慮していることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化する。これに用いる不活性ガス系は重大事故等が発生した際に使用するものではないため設計基準対象施設とする。その他の対策は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」の原子炉格納容器内の不活性化を挙げていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の安定状態が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>③ さらに長期対策として、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、格納容器内水素濃度計（SA）及び格納容器内酸素濃度計（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）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を含めて「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同じであることを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料 3.4.3）において、本評価における格納容器ベントを実施しない状態を事象発生から 7 日以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から約 46 日後にドライウェルにおいて可燃限界に到達する。このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内の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、格納容器圧力及び雰囲気温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の酸素濃度（ドライ条件）が 4.3vol% に到達する場合には、格納容器ベントにより、水素濃度及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できることが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 3.4.3）には、本格納容器破損モードにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <p>・原子炉格納容器安定状態：</p> <p>本評価では、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始するとともに、事象発生から約 84 時間後に可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始する。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 水素燃焼の場合)</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>① 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉水位に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 代替低圧注水、代替格納容器スプレイ又は格納容器圧力逃がし装置を使用する場合、それらに係る計装設備を確認。</p>	
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	<p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</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>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	

2. 格納容器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（東海第二）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>1) (i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内は窒素によって不活性化されているため、PRAにおいて水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されないが、炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を評価事故シーケンスとしていることを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、PRAの手法では抽出されないものの、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一の事故シーケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を選定する。原子炉運転中は窒素ガス置換により原子炉格納容器内の酸素濃度が低く保たれていることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。大破断LOCA時には水素濃度が13vol%を上回るものの、その他のプラント損傷状態に比べてジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり水素発生量が抑えられ酸素濃度が相対的に高くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。なお、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気により水素ガス及び酸素ガスの分圧が低く維持されることで原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる。このため、水素燃焼の観点で厳しくなる代替循環冷却系を使用する場合を評価することを確認した。</p> <p style="text-align: center;">参考：PRAでの評価事故シーケンス選定結果</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div data-bbox="1365 1050 2018 1785" style="width: 48%;"> <p>d. 水素燃焼</p> <p>本発電用原子炉施設では、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冷却材の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他のPDSに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。このため、</p> </div> <div data-bbox="2047 1050 2700 1848" style="width: 48%;"> <p>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、ベドスタル（ドライウェル部）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、「6.2.1.1(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と炉心冷却の失敗が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。これらのことから、「a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において選定した評価事故シーケンス、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」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。</p> <p>有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素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を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> </div> </div>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>2)(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素・酸素発生、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、スプレイ冷却及び放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が挙げられていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <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)」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>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)」の代替循環冷却系を使用する場合と同様であるものの、「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響を評価する方針が示されていることを確認した。</p>
(2) 有効性評価の条件	
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(4) 水素燃焼</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>a. 現象の概要</p> <p>原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する可能性がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するものとする。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。</p> <p>(c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。</p> <p>(e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>（注）原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) グロープラグ式イグナイタ</p> <p>(b) 触媒式リコンバイナ（PAR）</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の不活性化（窒素注入）</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。（i）外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>（ii）初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した評価事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p> <p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。 (BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 炉心内の金属-水反応による水素発生量は、水素燃焼の観点から厳しい値を考慮していることを確認。</p> <p>② 原子炉圧力容器の下部の破損後は、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮していることを確認。</p> <p>④ 金属腐食による水素生成の条件を確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、MAAP の評価結果から得られた値を用いる。これは、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合には、MAAP による評価結果に比べて原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため酸素濃度が低下すること及び MAAP による評価結果においても水素濃度が13vol%を超えることから、水素燃焼の観点で厳しい設定となる。原子炉格納容器内の初期酸素濃度は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）」の代替循環冷却系を使用する場合は、原子炉圧力容器が破損しないため、該当しない。なお、原子炉圧力容器が破損した場合には、「熔融炉心・コンクリート相互作用」において確認した。</p> <p>③ 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合（以下「G 値」という。）は、それぞれ0.06分子/100eV、0.03分子/100eVとすることを確認した。原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線、ガンマ線とともに0.1とすることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器内の垂鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.2 シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定について」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、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果を保守的に考慮して0.1としたこと、炉外の核分裂生成物については水中に分散していることを考慮し保守的に1としたことが示されている。</p>
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたいがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出されるCs-137の放出割合を確認。</p> <p>③ サプレッション・プールや格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等の操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p>	<p>2)(i) 機器条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>※ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（低圧代替注水系による原子炉注水操作の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>① 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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。 （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。 2-4 上記2-3（f）の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。 （a）原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合) 対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の気相濃度の推移（ウェット） ・ 原子炉格納容器内の気相濃度の推移（ドライ）</p> <p>記載要領</p> <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 	<p>1) (i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 申請者が行った事象進展解析の結果は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。また、「7.2.4.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展に伴う水素ガス及び酸素ガスの発生について、時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。</p> <p>④ 第 7.2.4-3 図、第 7.2.4-4 図、第 7.2.4-5 図及び第 7.2.4-6 図にウェット条件、第 7.2.4-7 図、第 7.2.4-8 図、第 7.2.4-9 図及び第 7.2.4-10 図にドライ条件に換算した場合の原子炉格納容器内の気相濃度の推移が示され、水素濃度が事象初期に上昇し、酸素濃度が徐々に上昇していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.7 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（東海第二）
<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。 (BWR 水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器内水素及び酸素濃度割合（ドライ換算） ② 原子炉格納容器圧力 ③ 原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラント過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、炉心の露出から再冠水までの間に、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して水素ガスが発生する。これにより、事象発生直後から原子炉格納容器内の水素濃度は 13vol%（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。また、事象発生約 84 時間後に原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を行うことによって、事象発生から 7 日後までの酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、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> <ul style="list-style-type: none"> ① 第 7.2.4-7 図及び第 7.2.4-8 図にあるとおり、原子炉格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol%（ドライ条件）を上回るが、酸素濃度は、4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界を下回ることを確認した。 ② 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。 ③ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一である。
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足していることを確認した。具体的には、第 7.2.4-7 図及び第 7.2.4-8 図にあるとおり、酸素濃度は、4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界を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（東海第二）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>（i）原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>（BWR 水素燃焼の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度の低下傾向若しくは7日後においても評価項目を満足していることを確認 	<p>（i）安定状態になるまでの評価について、事象発生から7日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能であり、安定した状態となっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.4-7図及び第7.2.4-8図にあるとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、事象発生から7日後までにおいて水素の爆轟を防止できていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

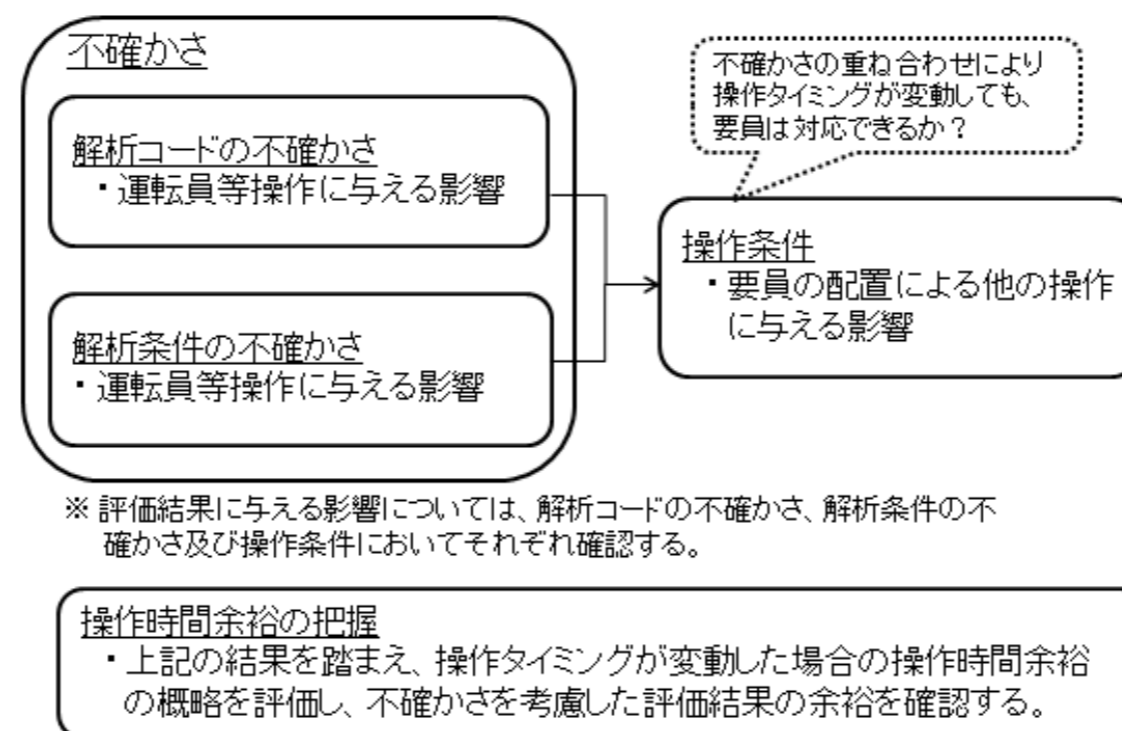
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所用時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合と同一であることを確認した。また、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合に影響を受ける運転員等操作は、格納容器圧力逃がし装置を使用した原子炉格納容器内の気体の排出操作であることを確認した。</p>

(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（東海第二）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR 水素燃焼の場合)</p> <p>① 初期酸素濃度</p> <p>② 炉心内の金属水一反応による水素発生量</p> <p>③ 金属腐食等による水素発生量</p> <p>④ 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合（G 値）</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる G 値等について影響評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約 1vol%（ドライ条件）から約 2vol%（ドライ条件）であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移は低く抑えられ、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、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。</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 10.1%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は、事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素ガス発生量が変動する可能性があるが、操作手順（可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の窒素注入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ことを確認した。</p> <p>③ 金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合には水素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、可搬型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の開始時間は遅くなることから、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。</p> <p>④ 水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0.06 分子/100eV、酸素ガス：0.03 分子/100eV に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等操作については、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用しない場合において、成立性を確認していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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> <ol style="list-style-type: none"> ① 初期酸素濃度 ② 炉心内の金属水一反応による水素発生量 ③ 金属腐食等による水素発生量 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>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、G 値の不確かさから、水の放射線分解による酸素ガスの発生が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性がある。G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いる G 値（沸騰状態の場合）水素ガス：0.4 分子/100eV、酸素ガス：0.2 分子/100eV、（非沸騰状態の場合）水素ガス：0.25 分子/100eV、酸素ガス：0.125 分子/100eV）とした場合の評価を実施した。その結果、原子炉格納容器内へ窒素を注入することにより原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇を抑制した上で、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 4.3vol%（ドライ条件）に到達するのは事象発生から約 122 時間後である。この場合、格納容器圧力逃がし装置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> <ol style="list-style-type: none"> ① 初期酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約 1vol%（ドライ条件）から約 2vol%（ドライ条件）であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。 ② 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウムの約 10.1%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素ガス発生量が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代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、全炉心内のジルコニウムの約 15.3%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、酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。さらに、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、全炉心内のジルコニウム量の約 7.6%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 1%程度減少するが、酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）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>補足説明資料「添付資料 3.4.6 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> <ol style="list-style-type: none"> ③ 金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合には水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。 ④ G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合として、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、水素ガス：0.4 分子/100eV、酸素ガス：0.2 分子/100eV、非沸騰状態の場合、水素ガス：0.25、酸素ガス：0.125）とした場合について感度解析を実施した。原子炉格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 21 時間で 4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始し、格納容器圧力が 0.31MPa [gage] 到達により窒素注入を停止する。酸素濃度は再度上昇し、酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達するため窒素注入を再開するが、格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達するため窒素注入を停止する。その後も酸素濃度が上昇することで、格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約 122 時間で 4.3vol%（ドライ条件）に到達するが、格納容器圧力逃がし装置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。4.3vol%（ドライ条件）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%（ウェット条件）

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>まで低下する。さらに、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作により、酸素濃度は低下傾向となり可燃限界である 5vol%（ドライ条件）に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合と同じである。操作が必要となる時間は、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合における格納容器ベントの実施時間よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中への Cs-137 の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の評価結果である約 18TBq を超えることはなく、判断基準である 100TBq を十分に下回ることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.5 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（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<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）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※「格雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」において、原子炉起動時に不活性ガス系を用いた原子炉格納容器内の不活性化等を行うとともに、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇抑制を目的とした可搬型窒素供給装置による窒素注入等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（残留熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用する場合に示した対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

溶融炉心・コンクリート相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.5-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.5-2
(3) 格納容器破損防止対策	3.5-4
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.5-15
(1) 有効性評価の方法	3.5-15
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.5-17
(3) 有効性評価の結果	3.5-22
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.5-25
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.5-28
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.5-31
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	3.5-31
b. 操作条件	3.5-34
(3) 操作時間余裕の把握	3.5-35
4. 必要な要員及び資源の評価	3.5-36
5. 結論	3.5-37

東海第二発電所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：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（東海第二）
<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7つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TQUV ・ TQUX ・ LOCA ・ 長期TB ・ TBU ・ TBP ・ TBD

(添付書類十 追補 2 I 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について「第 2-3 表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定」)

解釈で想定する格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	PDS ^{※2}	格納容器破損頻度 (/炉年) ^{※2}	寄与割合 (%) ^{※2}	評価対象とするPDSの選定の考え方	評価対象 PDS
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) ^{※1}	2.1E-08	TQUV	3.3E-09	15.7	<p>【事象（MCCIに寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ）及び事象緩和のための対応の厳しさ】</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、ペDESTAL（ドライウェル部）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压で破損する場合、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、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した際の粒子割合が高くなり、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压で破損に至る場合の方が、ペDESTAL（ドライウェル部）へ一休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、高压溶融物放出/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る。 ・ これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低压状態で破損するPDSを選定するものとし、高压状態で破損するTQUX、TBU及び長期TBは選定対象から除外する。 ・ LOCAはペDESTAL（ドライウェル部）への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、原子炉水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点から厳しいTQUVを選定する。</p> <p>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。</p> <p>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	7.0E-10	3.3		
		長期TB	—	—		
		TBU	1.7E-08	78.5		
		TBP	5.2E-10	2.5		
		TBD	—	—		
		LOCA	6.8E-16	<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「高压溶融物放出/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、「高压溶融物放出/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（東海第二）
<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> <hr/> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と安定状態に向けた対策を分けているか確認する。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、ペDESTAL（ドライウエル部）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、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し、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>(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、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置し、原子炉起動時に水位1mとなるよう注水するとともに、原子炉圧力容器破損前までに水位1mに調整する必要がある。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、原子炉起動時にペDESTAL（ドライウエル部）水位が約1mとなるよう注水した上で、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置することにより、格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制することが必要であることを確認した。安定状態に向けた対策として、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施し、その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び雰囲気温度を低下させ、さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入すること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（東海第二）
<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、原子炉への注水機能喪失、炉心損傷、原子炉圧力容器破損等を判断する必要があり、このための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における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 燃料域）、原子炉隔離時冷却系系統流量、格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）、格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備及び手順を確認する。</p>	<p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の対策とその設備について、<u>原子炉圧力容器破損前の対策は「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同一である。ペDESTAL（ドライウエル部）には原子炉起動時に水位が約 1m となるよう注水しているが、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、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位を確保する。原子炉圧力容器破損後には、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を継続するとともに、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を実施する。このため、格納容器下部水位計、コリウムシールド、代替循環冷却系ポンプ、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽及び緊急用海水ポンプ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・チェンバを重大事故等対処設備として位置付けること、炉心損傷後から原子炉圧力容器の破損前までにペDESTAL（ドライウエル部）の床面から 1m 超の高さにある格納容器下部水位計まで注水し、その後、床面から高さ 1m に立ち上げた排水配管の入口（スワンネック）から排水する手順を整備すること</u>を確認した。初期の格納容器破損防止対策として、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却については「技術的能力 1.7 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」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、代替循環冷却系ポンプ、常設低圧代替注水系ポンプ、代替淡水貯槽及び緊急用海水ポンプが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「第 7.2.2-1 表 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却により原子炉格納容器圧力の低下を確認した後は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内のスプレイを同時に行うとともに、原子炉格納容器内の圧力制御のために代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を適宜実施する。また、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合には、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、可搬型窒素供給装置、タンクローリ及び可搬型設備用軽油タンクを重大事故等対処設備として新たに整備すること</u>を確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）、代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（格納容器圧力制御）及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入については、「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」及び「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」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、可搬型窒素供給装置、タンクローリ及び可搬型設備用軽油タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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 さらに長期対策として、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>これらに関連する計装設備は、「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について」に整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替循環冷却系による格納容器除熱により、最終ヒートシンクに熱を逃がすことができること、長期的な酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備す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>なお、格納容器内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出することを確認した。</p> <p>③ 補足説明資料（添付資料 3.2.8）において、残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態のさらなる維持が可能となることが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 3.5.1）には、本評価事故シーケンスにおける安定状態の定義が次の通り示されている。</p> <p>・原子炉格納容器安定状態：</p> <p>重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL（ドライウエル部）床面及び壁面の侵食が防止されるとともに、格納容器の除熱及び侵食の防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。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部への注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力、線量に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器からの除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における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 ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を監視するための計装設備として、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、格納容器下部水位、格納容器下部水温等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器内の温度、圧力及び線量を監視するための計装設備として、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイ冷却系の監視のために、定圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力等を挙げていることを確認した。また、代替循環冷却系の監視のために、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、サプレッション・プール水温度、等を挙げていることを確認した。</p> <p>なお、ドライウエル雰囲気温度を起点とする操作がないため、ドライウエル雰囲気温度については状態監視に係る設備として挙げられていないことを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 最終ヒートシンクへの熱の輸送を開始できる条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力の低下を確認した後（解析上は事象発生から約 4.6 時間後）は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを一旦停止し、代替循環冷却系による格納容器スプレイ（ドライウエルへ 150m³/h）及び原子炉へ注水（100m³/h）にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水へと移行することを確認した。</p>

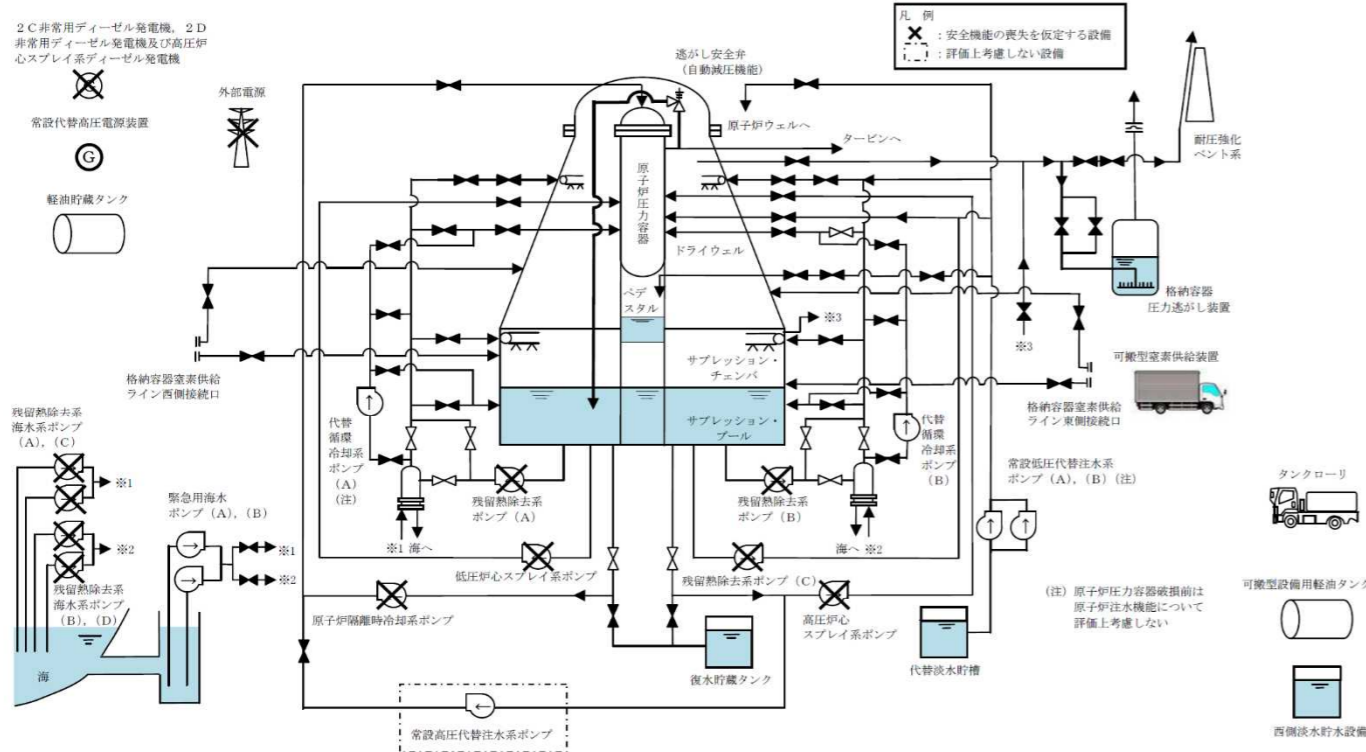
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ その他の原子炉注水（制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系（ディーゼル駆動）、補給水系） ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水 ・ 代替残留熱除去系海水系による海水注水 ・ その他のペDESTALドライウエル注水（消火系（ディーゼル駆動）、補給水系） ・ 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水 ・ 格納容器圧力逃がし装置からのドライウエル側からの格納容器ベント ・ 電源確保操作 ・ 可搬型代替低圧電源車による受電 <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 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「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」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」において、①の実手順が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、追補1「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第 7.2.2-1 表 「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における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。</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</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>3)</p> <p>(i) 本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、格納容器下部注水系（常設）等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関する設備として、可搬型窒素供給装置等が示されており、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領</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 7.2.2-2 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>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、自主対策設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり「第 7.2.2-2 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」、「7.2.2.1(3) 格納容器破損防止対策」及び「7.2.5.1(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 <u>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保（解析上考慮しない操作）：</u> 代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）の水位調整を行う。 <u>原子炉圧力容器破損確認：</u> 原子炉圧力容器破損の兆候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値の喪失数増加、原子炉圧力容器温度（下鏡部）の 300℃到達といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。 格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケール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。 補足説明資料（「添付 3.2.3 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について」の「別添 3 ペDESTAL内に設置する計器について」）において、各計器の MI ケーブルは、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とすること、各計器の検出部及び MI ケーブルに対して金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）することを確認した。 <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）：</u> 原子炉圧力容器破損の判断後、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始する。 <u>溶融炉心への注水：</u></p>

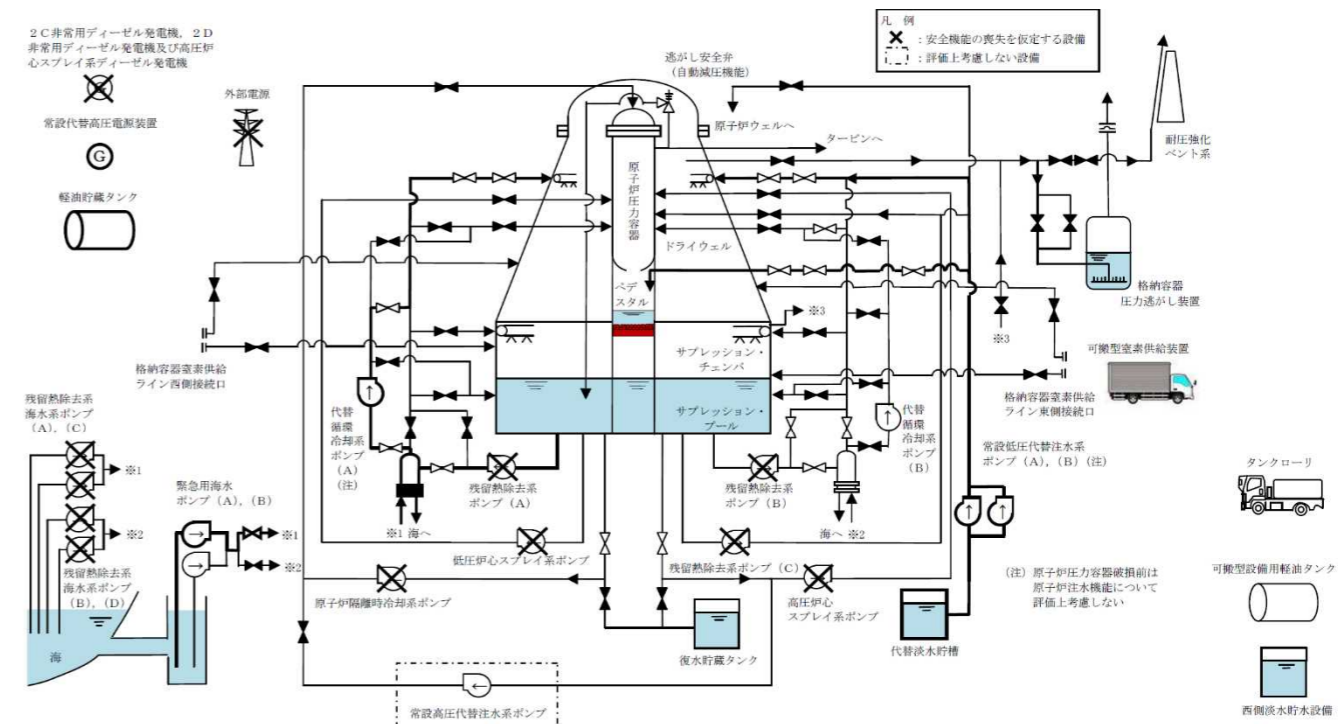
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>溶融炉心の冷却を維持するため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ冷却（原子炉圧力容器破損後）を実施後、中央制御室からの遠隔操作により格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を水位 2.75m まで実施する。以降は、ペDESTAL（ドライウエル部）満水付近で溶融炉心の冠水状態を維持するとともに、サプレッション・プール水位の上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、ペDESTAL（ドライウエル部の水位を 2.25m から 2.75m の範囲に水位を維持する。</p> <p><u>代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）</u>： 原子炉圧力容器破損後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）により格納容器圧力が低下することを確認した後は、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先を原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（格納容器圧力制御）</u>： 代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一旦停止する。 格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を再開し、格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。</p> <p><u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入</u> 格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</p> <p><u>タンクローリによる燃料給油操作</u> タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</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 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の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 1.8 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、電源確保操作対応等、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については、作業時間に重複がないことを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

記載要領

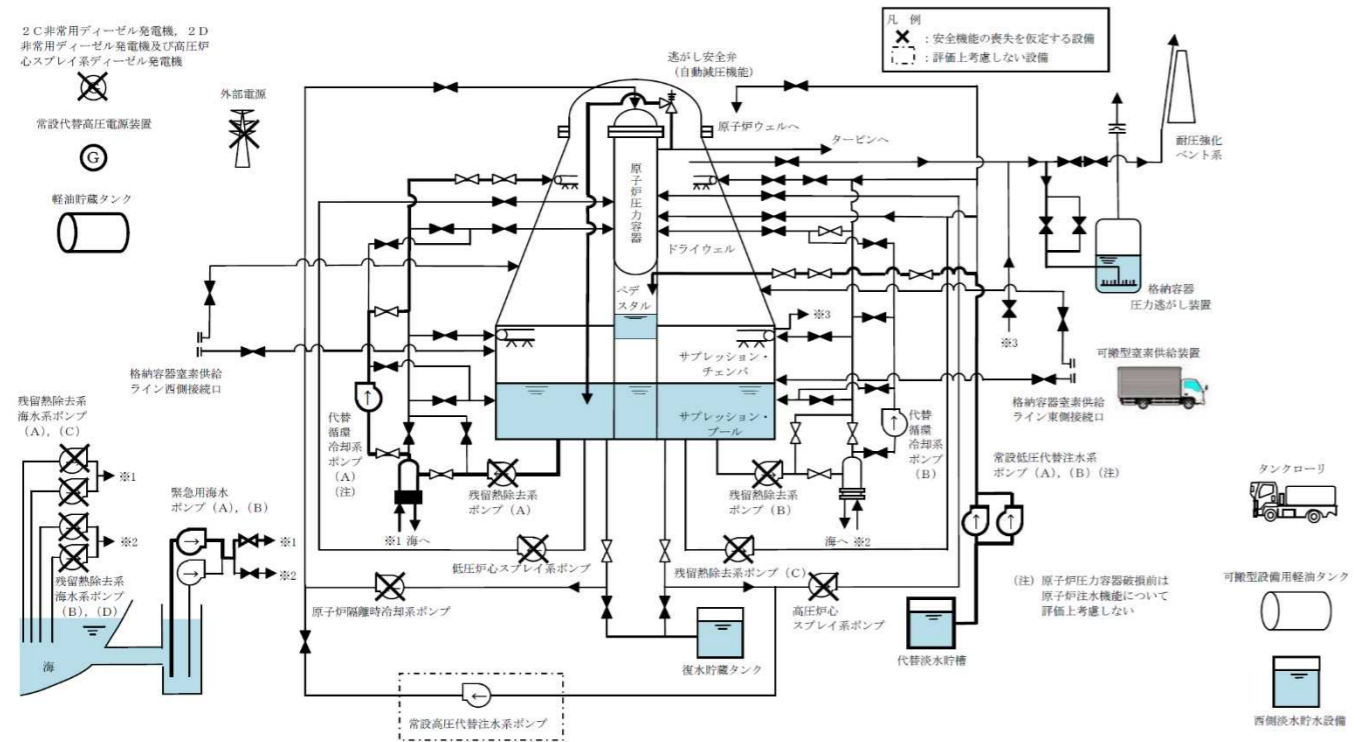
審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 事象発生直後の中央制御室では10分間※1の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間※2とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間※2を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) (1)の基本設定においてa.及びb.に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <p>① 原子炉スクラム失敗時の対応操作</p> <p>原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧</p> <p>時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作</p> <p>原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上げ処理は行わないものとする。</p> <p>(3) 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>



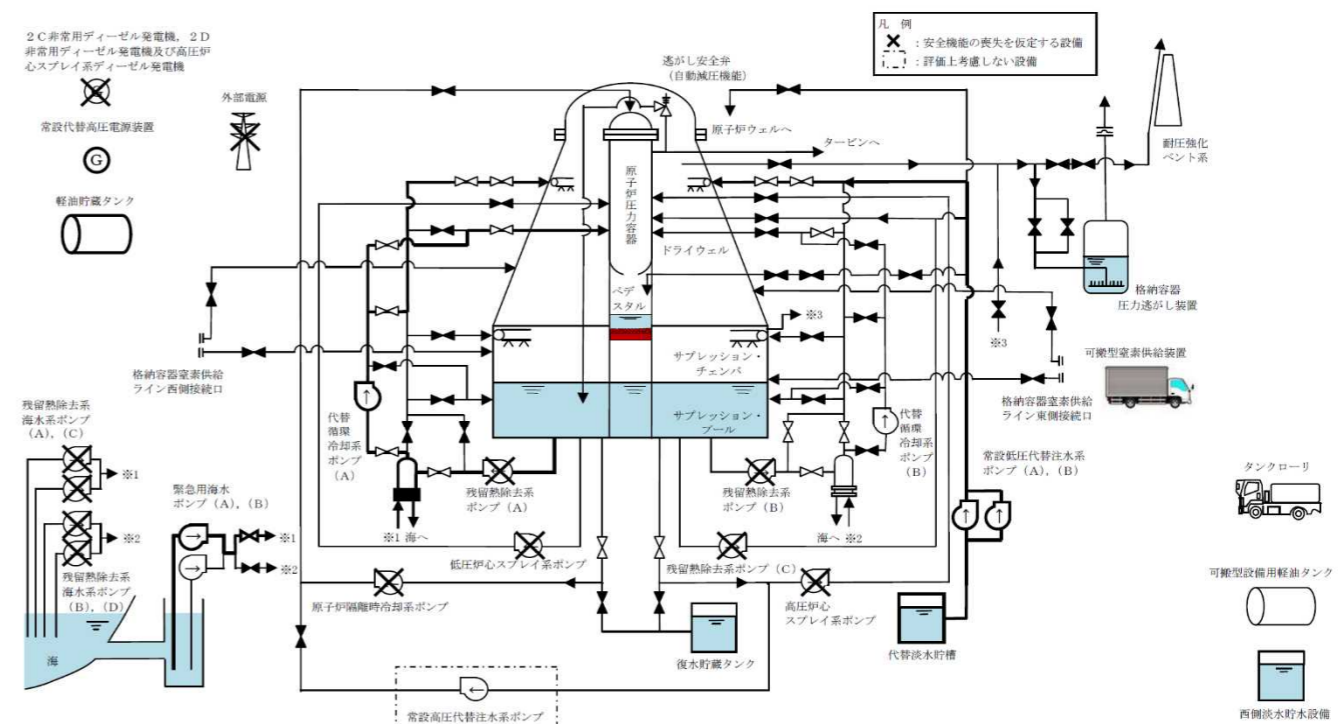
第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (1/5)
(原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧段階）



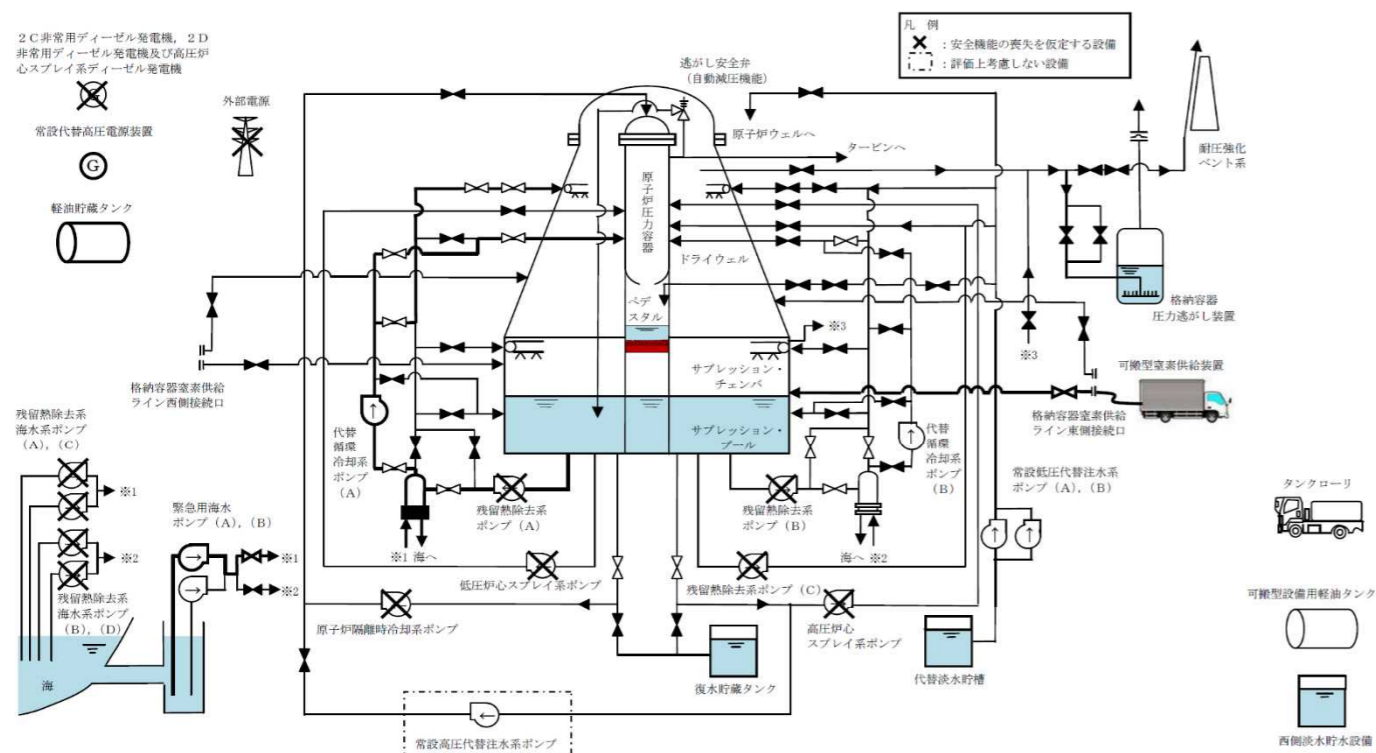
第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (3/5)
(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水段階）



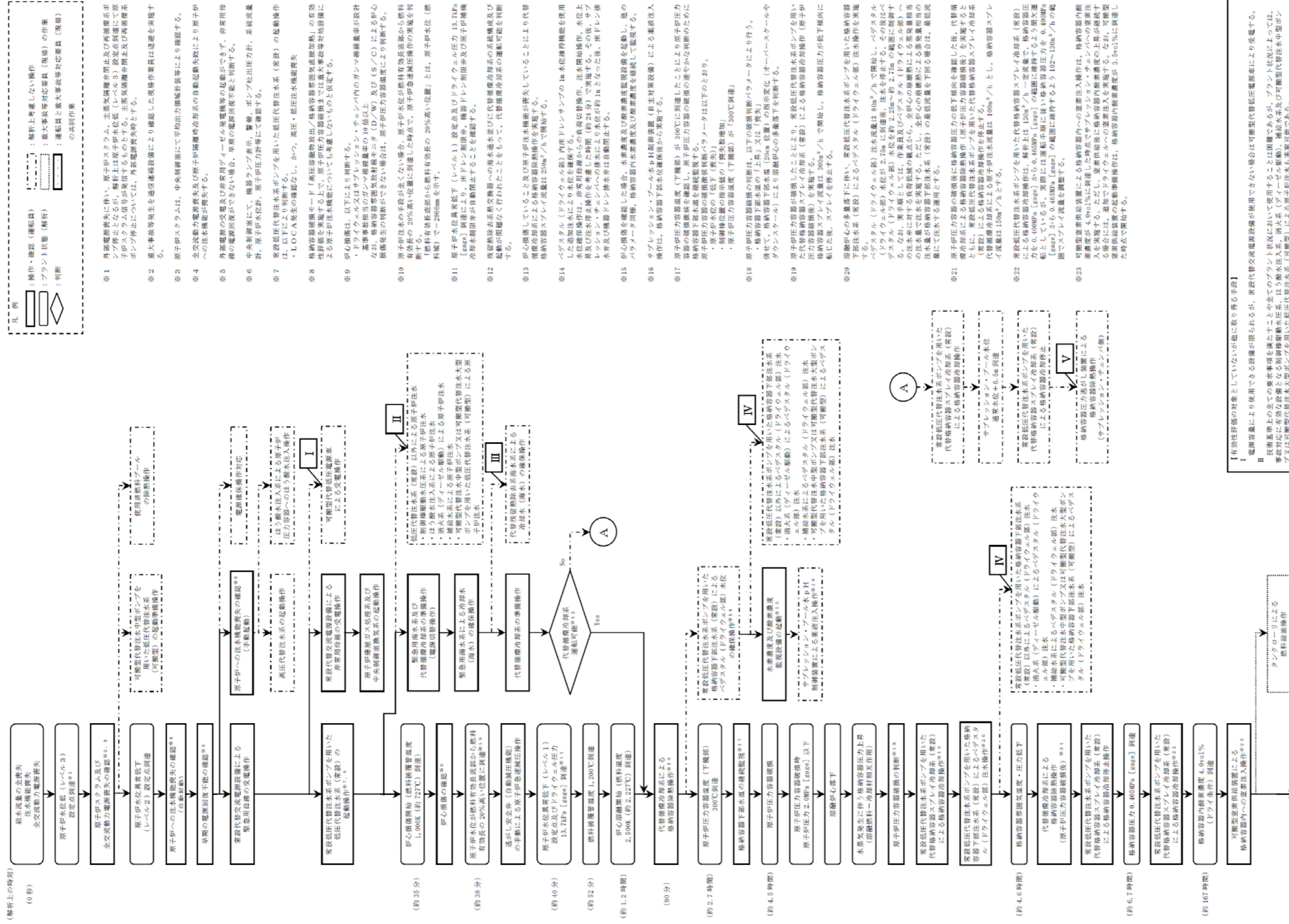
第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (2/5)
(原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保段階）



第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (4/5)
(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却段階）



第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (5/5)
 (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱,
 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)

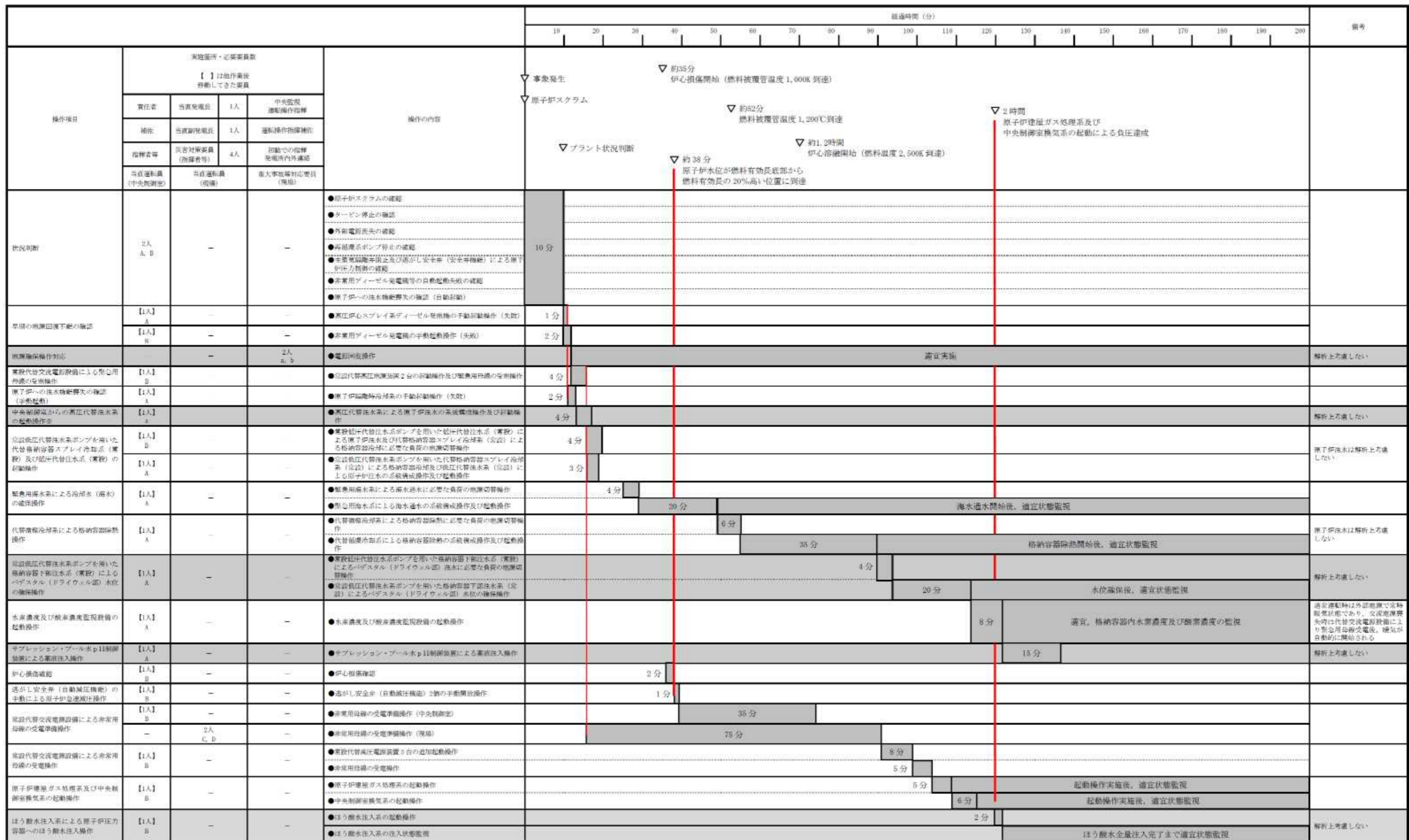


代償冷却系による格納容器加熱、常設低圧代償注水ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水を確認し、機能喪失している設備の復旧に努める。
また、格納容器内融融物冷却水の監視を継続するとともに、可搬型蒸餾供給装置による格納容器内への蒸餾注水、格納容器注水圧力が0.3MPa [Gauge] 到達にて停止し、その後、格納容器内融融物冷却水4.3vol%（ドライウエル部）到達にて、格納容器注水圧力が0.3MPa [Gauge] 到達により格納容器内の可搬型蒸餾供給装置より格納容器内への蒸餾注水を停止する。
可搬型蒸餾供給装置による格納容器内への蒸餾注水、代償冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱系による蒸餾注水による格納容器加熱を防止する。

- I 有効性評価の対象としていないが他に取ら得る手段
- II 電源容量により使用できる設備が限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替低圧注水装置により受電する。
技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することを目指す。プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる制動冷却水圧系（注水圧力制御）、燃料水注入系（ダイゼル駆動）、燃料水注入及び可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
- III 代替低圧注水ポンプによる原子炉注水も実施可能である。
- IV 代替低圧注水ポンプによる原子炉注水も実施可能である。
技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することを目指す。プラント状況によっては、事故対応に有効な設備となる制動冷却水圧系（注水圧力制御）、燃料水注入系（ダイゼル駆動）、燃料水注入及び可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
- V サプレッション・チェンバー側からの格納容器ベントによる原子炉注水も実施可能である。

第 3.2-2 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

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱



※ 本格納容器稼働モードにおいては機能に期待しないこととする。

第 3.2-3 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 (1/2)

実施箇所・必要員数				操作の内容	経過時間（時間）		備考	
操作項目	【1】は操作業務移動してきた要員	当直要員 (中央制御室)	重大事故対応要員 (現場)		1	25		
原子炉圧力容器破損の判断	【1人】 A	—	—	●原子炉圧力容器破損の判断 ●炉心内の中性子量の監視	約2.7時間 原子炉圧力容器温度（下鏡部） が300℃到達	約4.5時間 原子炉圧力容器破損	約124時間 格納容器内酸素濃度3.5vol% （ドライ条件）到達	約167時間 格納容器内酸素濃度4.0vol% （ドライ条件）到達
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	5分	1分	1分	破損判断パラメータ（格納容器下部水温）の継続監視 適宜状態監視
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベグスタル（ドライウェル部）注水操作	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベグスタル（ドライウェル部）注水操作及び水位制御操作	1分	1分	1分	注水開始後、水位制御を継続
代替前冷却系による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】 A	—	—	●代替前冷却系による原子炉注水操作 ●代替前冷却系による格納容器冷却操作	—	—	—	原子炉注水中、適宜状態監視 格納容器冷却中、適宜状態監視
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	—	—	—	適宜実施
使用済燃料プールの換熱操作	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の駆動操作	15分	—	—	燃料上昇しない レベルポンプによるみぞ水位がある 場合は使用済燃料プール冷却系の駆動 を中止する 燃料上昇しない 30分経過までに実施する
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	—	—	3人 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分	—	—	燃料上昇しない 炉心温度により燃料冷却能力が低い 場合は炉内に待機し、セキア指示を 確認しながら作業を行う
可搬型空室供給装置による格納容器内への空室注入操作	—	—	【6人】 c～h	●可搬型空室供給装置の移動、接続操作及び起動操作	—	—	180分	可搬型空室供給装置起動後、適宜状態監視
タンクローリによる燃料供給操作	—	—	2人 (参加)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型空室供給装置への給油操作	—	—	90分	タンクローリ作業に応じて適宜燃料タンクから給油する 適宜実施
必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a～j 及び卒業2人	—	—	—	—	—

第 3.2-3 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（2/2）

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（東海第二）
<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+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」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+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」を選定する。これは、溶融炉心の冷却の観点から、ペDESTAL（ドライウエル部）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、事象初期からペDESTAL（ドライウエル部）に原子炉冷却材が流入する可能性がある「LOCA」を除外し、原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心を冷却するための対策実施の時間余裕がより厳しくなるシーケンスであることから選定することを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>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及び原子炉圧力容器内FP挙動並びに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重要現象となることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(ii) 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「炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融炉心によるコンクリート分解等」を取り扱うことができるMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、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」に起因して生じる運転員等操作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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を適切に考慮する。</p> <p>（注）原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却に寄与する十分な原子炉格納容器床の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉格納容器下部注水設備</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリの防護</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>対して、Cs-137 の放出量が 100TBq を下回っていることを確認する。</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p>	<p>1)</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) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</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 本評価事故シーケンスにおいては、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、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間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>(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 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 起因事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定するため、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、全交流動力電源、高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を想定することを確認した。</p> <p>② 「第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）」において、初期条件、事故条件について原子炉停止後の崩壊熱、原子炉圧力、原子炉水位、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p>	<p>(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>(MCCI の場合)</p>	<p>① 第 7.2.5-2 図にあるとおり、溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下は、事象発生から約 4.5 時間後の原子炉圧力容器破損時に生じており、全溶融炉心が一度に落下することで保守的に評価していることを確認した。</p>
<p>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 原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視し、格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケール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。溶融炉心の冷却を維持するため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ冷却（原子炉圧力容器破損後）を実施後、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施し、以降は、ペDESTAL（ドライウエル部）満水付近で溶融炉心の冠水状態を維持することとしており、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>なお、コリウムシールドによってペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリートの侵食は抑制されることを確認した。</p>
<p>② 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認。</p>	<p>(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>(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 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</p>
<p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p>	<p>② Cs-137 は、原子炉格納容器から漏えいし原子炉建屋を経由して環境に放出されるものとする。原子炉圧力容器から原子炉格納容器内への漏えい量は、炉心に内蔵される Cs-137 が事象進展に応じた割合で原子炉格納容器内に漏えいするものとし、代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465 の放出割合よりも大きい値を示す傾向のある MAAP を用いて算出する。また、原子炉格納容器内での Cs-137 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</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 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、原子炉格納容器内の圧力に応じた設計漏えい率を用いる</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>また、非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、設計換気率 1 回/日を考慮すること、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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→環境への漏えい条件を確認。</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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>⑤ 格納容器圧力逃がし装置の除染係数を確認。</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> <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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>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格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水流量は、80m³/h とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量は、原子炉圧力容器の破損後は、300m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイを実施し、原子炉格納容器内の圧力の低下を確認した後はスプレイを停止するが、再度原子炉格納容器内の圧力が上昇し、0.465MPa [gage] に到達した場合は、130m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイを実施する。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉圧力容器の破損前及び破損直後は原子炉格納容器内のスプレイに 250m³/h とし、その後の流量配分は、原子炉格納容器内のスプレイに 150m³/h、原子炉圧力容器への注水に 100m³/h とする。</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第 7.2.2-2 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><u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量：</u></p> <p>格納容器圧力及び雰囲気温度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後は、300m³/h にてスプレイする。</p> <p><u>格納容器下部注水系（常設）の流量：</u></p> <p>溶融炉心の冠水が継続可能な流量として、80m³/h にてペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。</p> <p><u>代替循環冷却系の流量：</u></p> <p>原子炉圧力容器破損前は、格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し 250m³/h で格納容器スプレイし、原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮し、格納容器スプレイに 150 m³/h、原子炉注水に 100m³/h で流量を配分する。</p> <p><u>コリウムシールド：</u></p> <p>材料は、コンクリートの侵食を抑制する観点からジルコニア耐熱材とし、侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき 2,100 とする。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料 3.2.16 コリウムシールド厚さ、高さの設定について）において、デブリの体積及び形状の不確かさを考慮しても連続層がコリウムシールド高さを超えることはなく、粒子化層の一部がコリウムシールド高さを超えたとしてもコンクリート及び配管に侵食は生じないことが示されている。</u></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原子炉への注水機能及び外部電源について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（原子炉格納容器下部への注水の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>3)</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><u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作：</u> 「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器内の冷却するための手順等」の操作の成立性において、運転員等（当直運転員）2名により、作業開始の判断からペDESTAL（ドライウエル部）への注水開始までを1分以内で実施するとしており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動操作：</u> 有効性評価上は期待しない操作であるが、「技術的能力 1.6 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、運転員等（当直運転員）2名により、作業開始の判断から原子炉格納容器内へのスプレイ開始までを約11分で実施するとしており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作：</u> 「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の操作の成立性において、運転員等（当直運転員）2名により、作業開始を判断してから緊急用海水系による冷却水供給開始まで24分以内で実施するとしており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p><u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作：</u> 「技術的能力 1.9 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、重大事故等対応要員6名により、作業開始を判断してから西側接続口を使用した原子炉格納容器（S/C側）への窒素供給開始まで135分以内で実施するとしており、有効性評価のタイムチャートが成立することを確認した。</p> <p>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「高圧熔融物放出／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（ドライウエル部）への注水は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却操作の1分後に開始し、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位が2.75mに到達した場合に停止する。その後はペDESTAL（ドライウエル部）の水位が2.25mまで低下した場合に注水を開始し、2.75mに到達した場合に停止することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を維持する。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却は、原子炉圧力容器破損の6分後に開始し、原子炉格納容器圧力の低下を確認してから30分後に停止する。その後、原子炉格納容器内の圧力が0.465MPa[gage]に到達した場合に開始し、0.400MPa[gage]に低下した場合に停止する。代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱は、事象発生から90分後に開始するものとし、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器内のスプレイと原子炉圧力容器への注水の流量配分は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却により原子炉格納容器内の圧力の低下を確認してから30分後とする</u>ことを確認した。また、原子炉格納容器下部への注水の時間余裕は「3.(3)操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作（準備操作を含む。）は、緊急時対策所までの徒歩時間及び状況把握時間、アクセスルート上のがれき撤去に要数時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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） 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 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。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 （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>記載要領 ・ 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) 1) 事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「7.2.2.2(4)有効性評価の結果」及び「7.2.5.2(3)有効性評価の結果」より、事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 第 7.2.2-5 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。 ③ 第 7.2.2-7 図により、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系が作動していること、第 7.2.2-17 図により、原子炉格納容器下部への注水が実施されていることを確認した。 ④ 第 7.2.2-17 図及び第 7.2.2-19 図より、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水位は約 1m 確保されていること、これにより熔融炉心は冷却され、ペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面にコリウムシールドが設置されていることから、コンクリート侵食量は 0cm であることを確認した。</p>
<p>（ii） 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p>	<p>（ii） 上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、以下のとおり確認した。</p> <p>a. 事象発生から約 35 分後に炉心損傷に至る。事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を行う。ペDESTAL（ドライウエル部）には、原子炉起動時に水位 1m となるよう注水しており、原子炉圧力容器が破損に至り熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する時点（事象発生から約 4.5 時間後）までに水位 1m に調整されている。熔融炉心落下後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に注水することにより熔融炉心は冷却される。コリウムシールドによってペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じないため、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。</p> <p>b. 炉心損傷に伴う水の放射線分解により、事象発生から約 167 時間後において、酸素濃度（ドライ条件）が 4.0vol%に到達した時点で、可搬型窒素</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 格納容器下部壁面及び床面の侵食深さの推移</p> <p>② 格納容器圧力及び温度</p> <p>③ 格納容器内の気相濃度</p> <p>④ 環境への Cs-137 の放出量</p>	<p>供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、酸素濃度の上昇が抑制され、酸素濃度は可燃限界である 5vol%を下回る。</p> <p>c. 原子炉圧力容器の破損時に、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）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 0.22MPa[gage]、温度は約 118℃に抑えられる。</p> <p>d. 溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）への落下後は、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を行うことで溶融炉心を冷却するとともに、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱を継続し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により、原子炉格納容器内の圧力を 0.400MPa[gage] から 0.465MPa[gage] の範囲で制御し、原子炉格納容器内の温度は約 151℃に抑えられる。</p> <p>e. 代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の継続及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の圧力制御により、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる。原子炉格納容器内の最高圧力は約 0.47MPa[gage]、最高温度は約 151℃である。なお、事象発生から約 167 時間後に原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%に到達し、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇の抑制を目的とした窒素注入を原子炉格納容器内の圧力が 0.31MPa[gage]となるまで実施することにより、原子炉格納容器内の圧力は一時的に上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの安定した除熱への影響はない。</p> <p>f. 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。保守的に原子炉建屋内での除去効果を考慮せず評価した場合の放出量は約 3.2×10^{-2} TBq（7 日間）となり、100TBq を下回っている。</p> <p>① 第 7.2.2-19 図にあるとおり、溶融炉心落下前のペDESTAL（ドライウエル部）の水位調整及び溶融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水によって、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置することにより、コンクリートの侵食量は 0cm に抑えられるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>② 第 7.2.2-7 図にあるとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる最大圧力は、約 0.47MPa[gage]に抑えられ、限界圧力 0.62MPa[gage]を下回っていることを確認した。第 7.2.2-8 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 151℃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 0cm であり、コリウムシールドが侵食した場合においても、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。また、ジルコニウム-水反応等により発生した水素が格納容器へ放出されることで 13vol%（ドライ条件）を上回るが、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である 5vol%（ドライ条件）を下回る。</p> <p>④ 環境への Cs-137 の放出は、原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 3.2×10^{-2} TBq（7 日間）となり、100TBq を下回ることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)、(f)、(g)及び(i)を満足していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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>代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱の継続及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の圧力制御により、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇は抑制され低下傾向に転じ、原子炉格納容器を安定状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。<u>なお、事象発生から約167時間後に原子炉格納容器内の酸素濃度が4.0vol%に到達し、原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇の抑制を目的とした窒素注入を原子炉格納容器内の圧力が0.31MPa[gage]となるまで実施することにより、原子炉格納容器内の圧力は一時的に上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの安定した除熱への影響はない</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 第7.2.2-7図及び第7.2.2-8図にあるとおり、代替循環冷却系による格納容器除熱、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却により、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。第7.2.2-25図及び第7.2.2-28図にあるとおり、事象発生から約167時間後に、サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が約4.0vol%（ドライ条件）となることから、可搬型窒素供給装置によるサプレッション・チェンバ内への窒素注入を開始することにより、原子炉格納容器圧力は0.31MPa[gage]まで上昇するが、代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱に影響はない。</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3.4×10^{-2}TBq（30日間）及び約3.9×10^{-2}TBq（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

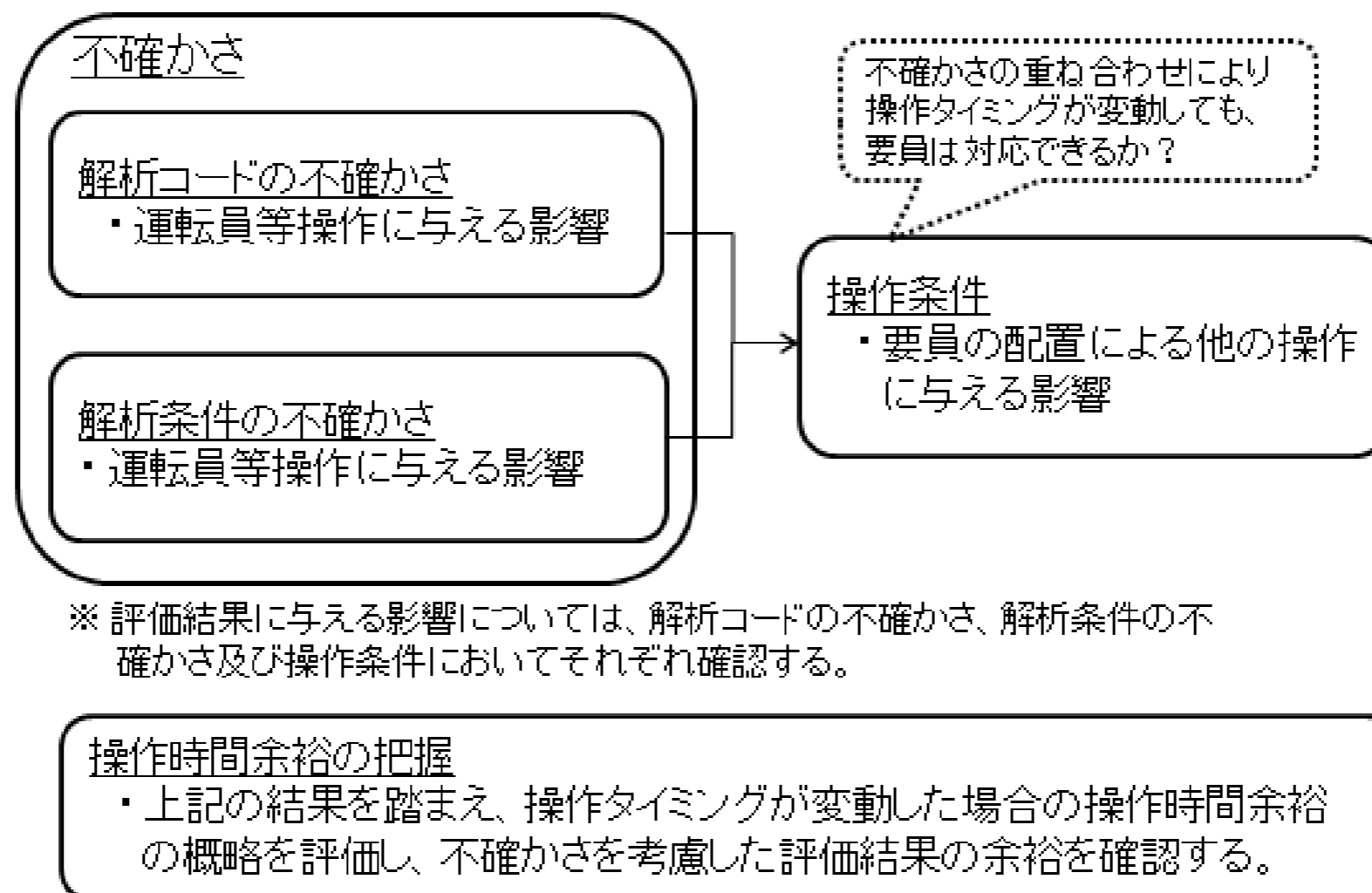
確認内容の概要：

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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「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操作の開始時間の変動が、操作開始時間に与える影響を確認するものとしていることを確認した。また、「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」において、「解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。」としていることを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、事象進展に優位な影響を与えられられる操作として、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作とすることを確認した。</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（東海第二）
<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</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ている。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ている。 ・ 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の評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。 ・ 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ている。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ている。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心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事故についての再現性を確認していること、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与える影響は小さいことを確認している。 ・ 炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、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が早まることを確認している。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、デブリ粒子径の感度解析により、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ている。 ・ 炉心損傷後の格納容器における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、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えること、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があることを確認している。 ・ 炉心損傷後の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、コリウムシールド及びコンクリート侵食量への影響が考えられることを確認している。 <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（事象発生から約4.5時間後）に対して、十数分早まる程度であり、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としているペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作に係る運転員等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（東海第二）
<p>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。溶融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）の水との伝熱の不確かさとして、溶融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）の水への熱流束及び溶融プールとクラスト間の熱伝達係数について感度解析を実施した。落下した溶融炉心はペDESTAL（ドライウェル部）の水によって冷却され、崩壊熱以上の除熱がなされ、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じないことから、評価項目 (i) を満足することに変わりはない。また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスも発生しないことから、評価項目 (f) を満足することに変わりはない。さらに、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。なお、炉心損傷後のペDESTAL（ドライウェル部）での溶融炉心の拡がりが抑制された場合を想定すると、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面積が狭いため、溶融炉心の拡がりが抑制されない均一堆積形状よりも拡がりが抑制された方が、溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、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></p> <p>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事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認していること、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以降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ている。 ・ 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の評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。 ・ 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事故についての再現性を確認していること、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事故についての再現性を確認していること、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与える影響は小さいことを確認している。

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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破損の不確かさとして、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が早まることを確認している。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、エントレインメント係数等の感度解析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、また、溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度は小さいことを確認している。 ・ 炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりが増えると想定し種々の不均一な堆積形状を考慮した場合、溶融炉心の拡がりが増えられない均一堆積形状よりも溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、溶融炉心の冷却が促進される傾向となると評価しており、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はないことを確認している。 <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>なお、本感度解析では、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はないことを確認している。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（「添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」の図4-5 溶融炉心の堆積形状のバリエーションと水への伝熱面積の比較）において、1100MWe BWR5 Mark-I 改相当の場合は、MAAPコード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くなる。偏った堆積形状を代表する斜切円柱の場合でも、均一堆積形状（円柱）より水への伝熱面積は大きくなっている。円柱状の部分拡がりの場合でも、上面の伝熱面積は減少するが、側面の伝熱面積が加わることにより、均一堆積形状（円柱）より水への伝熱面積は大きくなっている。以上から、堆積形状の不確かさについては、均一堆積形状（円柱）の扱いが、溶融炉心から水への伝熱を小さくし、結果的にコンクリートへの伝熱を大きくしているため、MCCI 評価の観点から保守的な扱いとなっていると考えられることが示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 熔融炉心からプールへの熱流束の影響を確認。</p> <p>③ コンクリート以外の素材の扱いを確認。</p>	<p>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は、それらの条件設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる項目に関する影響評価の結果を確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/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（熔融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）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 初期条件の熔融炉心からプール水への熱流束は、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 初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の鉄筋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鉄筋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（東海第二）
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 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>1)</p> <p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、高めの燃焼度及び既許可上の最大原子炉熱出力を想定することにより、崩壊熱に保守性を与えている。最確条件の場合には、崩壊熱は解析条件よりも小さく、原子炉圧力容器破損までの事象進展が緩やかになるため、原子炉格納容器下部への注水操作に対する準備時間の余裕は大きくなる。また、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が大きくなる。解析条件では、原子炉格納容器内の構造部材について、鉄筋コンクリート中の鉄筋は考慮していない。最確条件の場合には、鉄筋はコンクリートより融点が高いため、コンクリートの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が大きくなる。評価事故シーケンスを「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」とし、原子炉注水機能についても原子炉圧力容器の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により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、溶融炉心の崩壊熱が大きくなるが、溶融炉心によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、評価項目 (i) を満足することには変わりはない。さらに、炉心損傷に伴う水の放射線分解により、事象発生から約 79 時間後において、ドライ条件に換算して、酸素濃度が 4.0vol% に到達した時点で、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素注入操作を実施することで、酸素濃度の上昇が抑制され、酸素濃度は可燃限界である 5vol% を下回ることから、評価項目 (f) を満足することには変わりはない。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。なお、既往実験の知見を踏まえ、溶融炉心中の金属酸化物とジルコニア耐熱材との高温での反応の可能性を考慮した結果、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが、コンクリートの侵食は生じず評価項目 (i) を満足することには変わりはないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 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 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、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。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、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、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、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はないことを確認した。</p> <p>③ 初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の鉄筋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鉄筋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。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮していることを確認した。</p> <p>④ 初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウエル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウエル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、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及びコリウムシールドの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ことを確認した。</p> <p>⑤ 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、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雰囲気温度は、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
	<p>その他、事故シーケンスを「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」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原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その結果、原子炉圧力容器破損のタイミングが約 3.3 時間と早くなるため、熔融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが、コリウムシールド及びコンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しないことを確認した。なお、本評価においては事象発生から約 79 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達するが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である 5vol%（ドライ条件）を下回ることを確認した。</p> <p>また、機器条件のコリウムシールドは、解析条件の侵食開始温度 2,100°C に対して最確条件は侵食開始温度 2,100°C 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。なお、熔融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出も含めて評価すると、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが、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（東海第二）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>1)</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 操作条件の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から7分後（事象発生から約4.6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4.5時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウエル部）プール水が蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を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。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くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するため、中央制御室の運転員が格納容器下部水温を継続監視することから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 運転員等の操作時間余裕は、訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要時間から保守的に設定していることを確認した。</p>
<p>1. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、運転員等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（東海第二）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(BWR MCCI の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器下部の水張り操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>1)</p> <p>(i) 溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）の水位の調整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 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）の水位の調整操作は、ペDESTAL（ドライウエル部）には原子炉起動時に水位1mとなるよう注水していることから、評価上本調整操作を考慮しない。なお、本調整操作は、事象発生から90分後の代替循環冷却系による原子炉格納容器からの除熱操作後に実施するが、事象発生から原子炉圧力容器破損まで約4.5時間であり、本調整操作に要する約30分を考慮しても、操作遅れに対して約2.5時間程度の時間余裕があることを確認した。また、操作条件の溶融炉心落下後の格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり、また、溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウエル部）プール水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間の時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本事故シーケンスにおいて、事象発生から2時間までの対応及び復旧作業に必要な要員は、20名である。これに対して、災害対策要員（初動）は39名であり対応が可能である。また、事象発生から2時間後以降に必要な参集要員は2名である。これに対して、2時間以内に本発電所構外から参集可能な要員は72名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 東海第二は該当なし</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、常設代替高圧電源装置、可搬型窒素供給装置用電源車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 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約2,769kW必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は約5,520kW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及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>「重大事故等対処設備について」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1,725kVA/台であり必要負荷が約870kVAであること、及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車の容量が約500kVA（力率が0.8であるため400kW）であり必要負荷が75kWであることが示されている。</p>
<p>(iii) 安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、本評価事故シーケンスにおいて、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却を事象発生から7日間継続した場合に必要な水は、約380m³である。これに対して、代替淡水貯槽に4,300m³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、常設代替高圧電源装置5台を全出力で7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約352.8kL、可搬型窒素供給装置を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約18.5kL、緊急時対策所用発電機を7日間運転継続した場合に必要な軽油量は約70.0kLである。これに対して、軽油貯蔵タンクには約800kL、可搬型設備用軽油タンクには約210kL、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kL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> <p>水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（東海第二）
<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原子炉格納容器への下部注水、代替格納容器スプレイ冷却等の対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））」において、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水、代替格納容器スプレイ冷却、コリウムシールドの設置等を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）、（f）、（g）及び（i）を満足している。</p> <p>さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮しても、評価項目（f）及び（i）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用炉心冷却系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、原子炉格納容器への窒素注入により、酸素濃度の上昇を抑制する等の対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>より厳しい事故シーケンスとして選定した評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、格納容器破損モード「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>