

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.1.1-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.1.1-2
(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	3.1.1-4
(3) 格納容器破損防止対策	3.1.1-5
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.1.1-12
(1) 有効性評価の方法	3.1.1-12
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137の放出量評価）の条件	3.1.1-16
(3) 有効性評価の結果	3.1.1-22
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.1.1-25
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.1.1-27
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.1.1-29
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	3.1.1-29
b. 操作条件	3.1.1-31
(3) 操作時間余裕の把握	3.1.1-32
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1.1-33
5. 結論	3.1.1-34

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過圧破損）

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（玄海3・4号炉）																
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の7つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SED ・ TED ・ SLW ・ AEW ・ TEW ・ SEW ・ AED <p>（追補2. I 第2-7表 抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1190 909 2062 1071"> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center;">雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）</td> <td rowspan="7" style="text-align: center;">2.0E-04</td> <td>SED</td> <td style="text-align: right;">99.6%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td style="text-align: right;">0.3%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td style="text-align: right;">0.1%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td style="text-align: right;">0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> </table>	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）	2.0E-04	SED	99.6%	TED	0.3%	SLW	0.1%	AEW	0.1%	TEW	<0.1%	SEW	<0.1%	AED	<0.1%
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）	2.0E-04			SED	99.6%												
				TED	0.3%												
				SLW	0.1%												
				AEW	0.1%												
				TEW	<0.1%												
				SEW	<0.1%												
		AED	<0.1%														

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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

(2) 格納容器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（玄海3・4号炉）
<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>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、溶融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及び金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器圧力が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力に到達し、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、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウナダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したのとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 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、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）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、原子炉格納容器雰囲気を減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある</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、原子炉格納容器雰囲気を冷却し原子炉格納容器圧力を抑制する機能、非凝縮性ガスの発生を抑制する機能（原子炉下部キャビティへ注水し、MCCI を抑制する）を挙げていること、長期的な対策として、継続的に発生する水素の処理機能、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

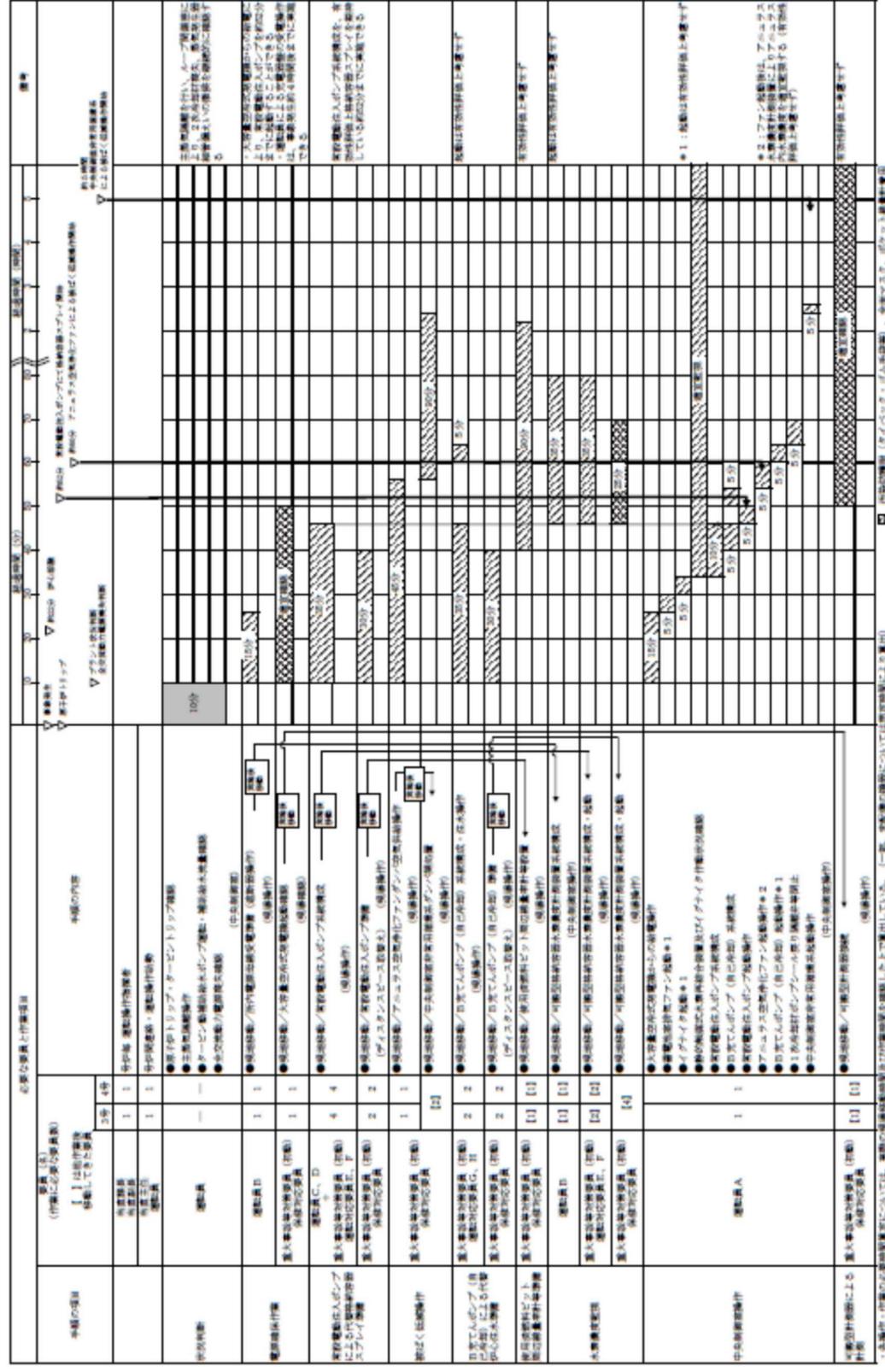
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本格格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失やLOCAの発生、LOCAの規模や炉心損傷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7.2.1.1.1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器圧力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>代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を実施する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「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「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」において整備されている代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を挙げていること、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7.2.1.1.1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について」において、常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 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 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉格納容器の除熱を確立させるため、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、移動式大容量ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける。また、継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の監視を実施する。このため、静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、PAR動作監視装置、電気式水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）、イグナイタ動作監視装置等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。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.9 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PAR及びイグナイタによる水素処理・濃度低減や、「技術的能力1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備されている格納容器内自然対流冷却を挙げていること、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7.2.1.1.1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について」において、水素処理・濃度低減に用いる重大事故等対処設備として、PAR、イグナイタとこれらの設備の作動状況を監視する装置が、格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、A、B格納容器再循環ユニット、移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵タンク等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (CV 過圧破損の場合)</p>	<p>(iv) 「第7.2.1.1.1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの稼働状況を監視するための計装設備として、AM用消火水積算流量、格納容器内温度、格納容器内圧力、原子炉下部キャ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>ビティ水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための計装設備として、PAR 動作監視装置、イグナイタ動作監視装置が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器内圧力、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</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内自然対流冷却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内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件は、有効性評価においては、格納容器内自然対流冷却を開始すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却に移行することとしている。なお、実際の手順においては、格納容器内自然対流冷却開始後でも格納容器内圧力が最高使用圧力である 0.392MPa {gage} 以上であれば、代替格納容器スプレイを継続又は再開し、最高使用圧力-50kPa 又は格納容器内積算注入流量が 4,000m³ となれば代替格納容器スプレイを停止することとし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、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 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"> ・ B 充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 ・ 電源回復操作 ・ イグナイタ起動 ・ 可搬型格納容器水素濃度計測装置運転 ・ アンユラス水素濃度測定 ・ 蓄電池室排気ファン起動 <p>② 有効性評価上は期待しないB 充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水については「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、電源回復操作及び蓄電池室排気ファン起動については「1.14 電源の確保に関する手順等」に、イグナイタ起動、可搬型格納容器水素濃度計測装置運転については「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」に、アンユラス水素濃度測定については、「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」において整備されており、また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、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、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」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 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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</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>

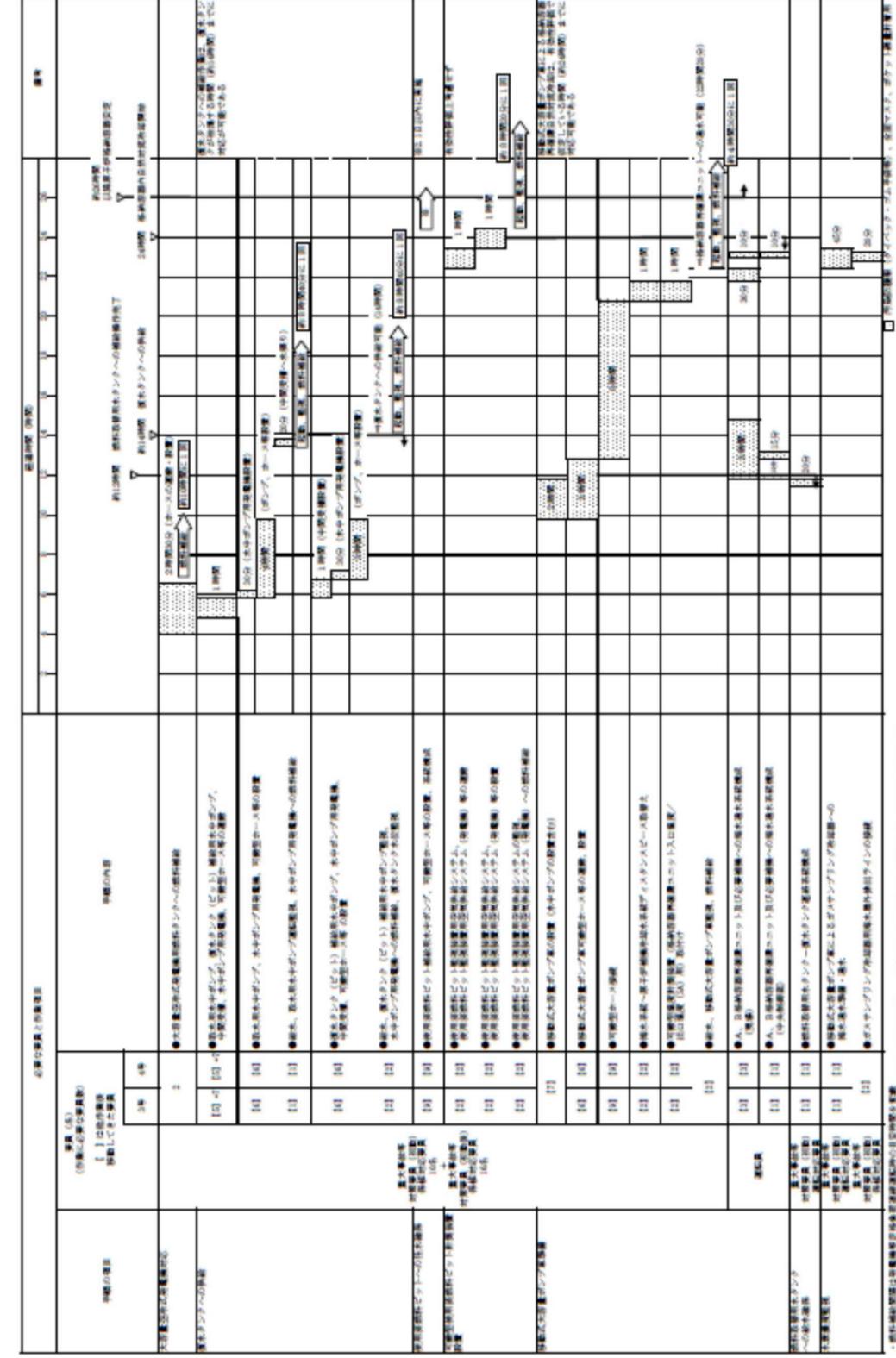
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、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>(i) 本格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、常設電動注入ポンプや燃料取替用水タンク等が示されており、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、PAR やイグナイタ、A、B格納容器再循環ユニット、アニュラス空気浄化ファン等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、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>(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7.2.1.1.5 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故）」における事象進展の概要において、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、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>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失判断</u>：外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合</p> <p><u>早期の電源回復不能判断</u>：中央操作による非常用母線への電源回復に失敗した場合</p> <p><u>1次冷却材漏えいの兆候</u>：1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内温度・圧力等により確認</p> <p><u>漏えい規模の判断</u>：事象判別を行っている10分以内に1次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下した場合は漏えい規模が大きいLOCAと判断</p> <p><u>炉心損傷の判断</u>：炉心出口温度計指示が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/hr}$ で判断</p> <p><u>イグナイタ起動判断</u>：炉心出口温度計指示が350℃到達した場合又は ECCS 作動信号発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失した場合に、大容量空冷式発電機等により受電すれば速やかに起動</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始：漏えい規模が大きいLOCAと判断すれば、準備完了次第開始。また、燃料取替用水タンクの水位計指示が16%以下となれば復水タンクとの連絡を開始。</p> <p>B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水開始：準備が完了次第開始</p> <p>常設電動注入ポンプ停止判断：格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器の最高使用圧力である0.392MPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。格納容器圧力が最高使用圧力-50kPa又は格納容器内積算注入流量が4,000m³となれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却へと移行</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.2炉心損傷の判断基準の設定根拠等について」において、炉心損傷の判断基準として「炉心出口温度350℃及び格納容器高レンジエリアモニタ1X10⁵ mSv/h」の設定根拠等が示されている。</p> <p>技術的能力 補足説明資料「添付資料1.9.10原子炉格納容器内の水素濃度監視」において、水素濃度の挙動、水素濃度監視の目的及び設備概要が示されている。</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>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>(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」、「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1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「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1.15 事故時の計装に関する手順等」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1.6 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」、「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1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「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」や重大事故等の対処に必要な「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」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>③ (3)1(vi)①で挙げられた、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水やイグナイタの起動等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</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) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



第7.2.1.1.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の作業と所要時間 (1/2)
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)



第7.2.1.1.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の作業と所要時間 (2/2)
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、評価事故シーケンスは、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に、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>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、原子炉格納容器圧力上昇及び時間余裕の観点から、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質の観点では、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破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び A、B 格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、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。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、PRA の評価にて選定されたシーケンスは原子炉格納容器の過圧の観点で、破断規模が大きいほうが原子炉格納容器内への 1 次冷却材の流出流量が多いことから圧力上昇の観点で厳しく、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがないほうが圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しいとして、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価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（玄海3・4号炉）
	<p>(参考：PRA での評価事故シーケンス選定結果)</p> <p>2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果</p> <p>(1) 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>a. 該当する事故シーケンス</p> <p>第2-7表で選定したAEDには、次の事故シーケンスが該当する。</p> <p>①大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗*+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>②中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>*：PDS評価のために用いたイベントツリーでは、事故シーケンス①は「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」となるが、高圧注入系の機能喪失による高圧再循環失敗を想定し、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれないAEDを設定している。すなわち、AEDに整理した「高圧再循環失敗」は、「高圧注入失敗」を意味することから、原子炉格納容器の健全性に係る評価事故シーケンスの選定に当たっては「高圧注入失敗」として取り扱うものとする。</p> <p>b. 選定理由</p> <p>これらの事故シーケンスのうち、破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAに起因する事故シーケンス（①）を選定する。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却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。</p> <p>c. 選定結果</p> <p>大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（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）</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>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 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 ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）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"> ・ 区画間・区画内の流動 ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）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、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとしてMAAPを用いる」ことを確認した。なお、解析コードMAAPについては、LOCA直後の原子炉格納容器温度のような短期間に発生する現象を精緻に取扱う場合には適していないため、事象初期の挙動についてはDBA解析の評価結果を参照することを確認した。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>補足説明資料「添付資料3.1.1.3 解析コードMAAPの大破断LOCAへの適用性について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、大破断LOCA初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位、原子炉格納容器温度・圧力についてMAAPが現行のDBAコードと概ね同程度の評価が行えることが示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.5 解析コードMAAPにおける原子炉格納容器モデルについて」において、解析評価に用いた原子炉格納容器モデルのノード分割が示されている。</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) 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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="136 233 1012 275">に考慮する。</p> <p data-bbox="136 281 1056 359">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（玄海3・4号炉）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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。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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却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>(CV 過圧破損の場合)</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 急速な1次冷却材の喪失を仮定し、事象進展が最も速く厳しい設定とするため、起因事象として高温側配管の大破断 LOCA が発生するもの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、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入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原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。水素の発生については、ジルコニウム-水反応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7.2.1.1.2表 主要解析条件（格納容器過圧破損）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱、1次系圧力/温度、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。また、原子炉格納容器の過圧の観点から、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉格納容器の自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクについても設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について」において、解析コード MAAP における炉心溶融の判断基準が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.7 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、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、システム熱水力解析用データが示されている。</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>(CV 過圧破損の場合)</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 原子炉格納容器圧力・温度の観点で厳しくなるように、PAR 及びイグナイタの効果については期待しないが、PAR による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮するものとしていることを確認した。</p> <p>⑤ 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価するとし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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出されるCs-137の放出割合を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器→アニュラス部への漏えい条件を確認。</p> <p>④ アニュラス空気浄化設備の条件を確認。</p> <p>⑤ 放出の継続時間を確認。</p>	<p>(iv) Cs-137の放出量評価に関する条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象発生まで、定格出力の102%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1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高30,000時間とすることを確認した。また、対象炉心としては、ウラン炉心と1/4ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料(以下「MOX燃料」という。)装荷炉心を比較し、Cs-137の炉内蓄積量が多い1/4MOX燃料装荷炉心としていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量については、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームに関する報告書であるNUREG-1465の放出割合を用い、原子炉格納容器全体にインベントリの75%が放出されることを確認した。また、原子炉格納容器内に放出されたCs-137は、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとしており、この評価はMAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定であることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器からは0.16%/日の割合で主にアニュラス部へ漏えいすることを確認した。具体的には、原子炉格納容器からの漏えい率は、解析コードMAAPの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/日を用いるものとし、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.125%/日を用いることを確認した。原子炉格納容器からの漏えいパスは、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じることを確認した。</p> <p>④ アニュラス部の負圧達成及びアニュラス空気浄化設備の起動時間の遅れを考慮して約62分間はアニュラス空気浄化設備が作動しないものとし、この間、原子炉格納容器側からアニュラス部にCs-137が漏えいした場合には、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。具体的には、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%を用いるものとし、アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気再循環設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上62分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視することを確認した。</p> <p>⑤ 時間経過とともにCs-137の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は7日間とするが、事故後7日以降の影響についても評価することを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.7 Cs-137の環境への放出放射エネルギー評価について」において、評価手法、解析条件及び評価に用いた放出割合の根拠等が示されている。</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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>は、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイの流量を確認。 補助給水ポンプの使用台数、流量等の設定を確認。 蓄圧タンクの初期保持保有圧力、保有水量の設定とその考え方を確認。 PAR、イグナイタの解析上の取り扱いを確認。 格納容器再循環ユニットの除熱特性を確認。 	<p>(i) 機器条件として、蓄圧注入系の保持圧力を最低圧力とし、蓄圧タンクの保有水量も使用時の最小量を用いる。常設電動注入ポンプによる注水量は、Cs-137の放出量評価では設計上期待できる値として140m³/hとし、事象進展解析では標準値としてこれより小さな値である130m³/hとする。また、PARについては、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。一方、PARの水素処理による発熱反応の原子炉格納容器圧力・温度への寄与は考慮することを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表 3.1.1.2 主要解析条件（格納容器過圧破損）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ流量：原子炉格納容器内への注水流量は、Cs-137の放出量評価では設計上期待できる値として140m³/h、事象進展解析では標準値としてこれより小さな値である130m³/hを用いる。</p> <p>補助給水ポンプの流量等：タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプ定速達成時間に余裕を考慮して事象発生60秒後に注水開始するものとする。補助給水流量は、タービン動補助給水ポンプの設計値250m³/hから、ミニフロー流量50m³/hを除いた値により4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量として、200m³/h/4SGを用いる。</p> <p>蓄圧タンク：炉心損傷のタイミングを早める観点から、炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（4.04MPa[gage]）、炉心への注水量を少なくする最小の水量（26.9m³/基）とする。</p> <p>PAR、イグナイタ：原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、PAR及びイグナイタの効果については期待しない。</p> <p>格納容器再循環ユニット：2基を使用するものとし、除熱特性は、粗フィルタがある場合の標準値として格納容器再循環ユニット除熱特性（1</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>基あたりの除熱特性として100°C～約168°C、約4.1MW～約11.2MWを用いる。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、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について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策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>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>電源確保作業</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、本操作の現場操作に係る1ユニット当たりの要員は中央制御室の運転員（当直員）1名及び重大事故等対策要員1名であり、現場での受電準備操作に15分、大容量空冷式発電機起動確認に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>アニュラス空気浄化ファン起動準備</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員1名であり、現場での窒素ポンプ（アニュラス空気浄化ファン併用）接続及び空気供給操作に45分、系統構成、起動に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>常設電動注入ポンプ起動</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」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は運転員（当直員）2名、重大事故等対策要因4名であり、現場での系統構成操作に35分、ディスタンスピース取替えに30分、中央制御室での系統構成に10分、起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水(有効性評価上、期待しない操作)</u>：「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に35分、ディスタンスピース取り付け作業に30分、中央制御室での系統構成に10分、起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、B充てんポンプ（自己冷却）による注水は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>格納容器水素濃度監視(有効性評価上、期待しない操作)</u>：「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」において、1ユニット当たり現場対応は運転員（当直員）1名、現場での重大事故等対策要員6名であり、現場にて系統構成、起動操作に35分、装置等の接続に25分等としており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、水素濃度快速装置の起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</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」、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対策要員2名であり、現場でのタンクローリへの吸引に60分、大容量空冷式発電機燃料タンクへの燃料補給に50分、水中ポンプ用発電機への燃料補給に15分、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給に15分、移動式大容量ポンプ車への燃料補給に25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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>業時間で実施可能であることを確認した。</p> <p><u>復水タンクへの補給</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、淡水又は海水を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ等による復水タンクへの補給は、現場対応として1ユニット当たり重大事故等対策要員12名で機材運搬に1時間、機材設置等に4時間等を想定しており、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>移動式大容量ポンプ車準備</u>：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの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」において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員13名、運転員（当直員）3名であり、現場での機材運搬、設置に3時間、ホース接続に8時間、ディスタンスピース取替に1時間等を想定しており、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>使用済燃料ピットへの注水確保</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員12名により作業を実施し、現場での使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の設置に20分等を想定しており、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。なお、淡水又は海水を水源とする中間受槽への供給は、復水タンクへの供給と共通する作業である。</p> <p><u>燃料取替用水タンクへの給水確保</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、運転員（当直員）1名、重大事故等対策要員2名であり、現場でのディスタンスピース取替に30分、系統構成に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から30分後とし、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から24時間後とする</u>ことを確認した。また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉格納容器下部キャビティへの注水操作及び格納容器内自然対流冷却操作、アニュラス空気浄化ファン起動の時間余裕は「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却操作は、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。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あるため、不確かさを考慮することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>起回事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系圧力 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉容器水位 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>※ 代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ蓄水量や原子炉容器破損時の圧カスパイクの抑制については、格納容器破損モードMCCI、FCIで確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 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7.2.1.1.6図、第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図より、1次系圧力が急低下するとともに原子炉格納容器圧力・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。また、第7.2.1.1.7図より原子炉容器水位は低下傾向を示し、蓄圧タンクの作動により一時的にTAF以上に回復するものの、以降は水位の回復がないことを確認した。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイ流量や格納容器再循環ユニットによる除熱量のトレンド図はないが、④に示すとおり、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制され低下傾向にあることから、これらの重大事故等対処設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.2.1.1.9図、第7.2.1.1.10図、第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図より、代替格納容器スプレイにより、溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力、温度の上昇が抑制され低下傾向にあることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.18 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動」において、燃料挙動と有効性評価結果（原子炉容器水位及び原子炉格納容器圧力）の関係が示されている。</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>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内圧力</p> <p>② 原子炉格納容器内温度</p> <p>③ 環境へのCs-137の放出量(7日以降の放出量については、2.1)(i)①で確認する)</p> <p>※ FCI、MCCIに関する評価項目は、FCI、MCCI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、全交流動力電源の喪失に伴い原子炉が自動停止。</p> <p>また、大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから、約22分で炉心溶融に至る。その後、約52分より代替格納容器スプレイを実施。事故発生から約1.4時間後に原子炉容器が破損する。このときの原子炉格納容器圧力は約0.212MPa[gage]となる。約2.6時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止し、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧0.5MPa[abs]程度に対して0.01MPa[abs]程度である。また、PARによる水素処理における発熱量は崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微である。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日間で約4.5TBqであり、100TBqを下回っている。なお、30日間と100日間では微増するものの、いずれも約4.8TBqであり、放出が長期間継続しても、放出量は大きく増加し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 第7.2.1.1.9図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約15時間後に最高値0.444MPa[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していることを確認した。</p> <p>② 第7.2.1.1.10図にあるとおり、原子炉格納容器温度は約26時間後に最高値144℃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。第7.2.1.1.12図にあるとおり、事象発生初期の原子炉格納容器内温度は大破断LOCAにより約133℃まで上昇(MAAPは大破断LOCA時の事象初期への適用性が低いため、既往のDBA評価結果を参照)するが、格納容器スプレイの作動に</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>より抑制され、評価期間を通じて、200°Cを下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>③ 第7.2.1.1.28図にあるとおり、原子炉格納容器からアニュラス部を經由し、周辺環境へ移行したCs-137の量は事象発生から7日間で約4.5TBqであり、100TBqを下回っていることを確認した。</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)及び(g)を満足していることを確認した。具体的には、第7.2.1.1.11図、第7.2.1.1.12図にあるとおり、代替格納容器スプレイにより、溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和され原子炉格納容器圧力・温度は2Pd、200°Cを下回っていることから、初期の格納容器破損防止対策（代替格納容器スプレイ）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。</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 格納容器内自然対流冷却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>(CV 過圧破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生7日以降の環境へのCs-137の放出量を確認。 	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約0.444MPa[gage]、約144°Cに抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約48時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)、溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。))の評価については、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」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」を参照。)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7.2.1.1.9図、第7.2.1.1.10図にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。また、事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行った結果、事象発生後30日(約4.8TBq)及び100日(約4.8TBq)においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.17 安定停止状態について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))」には、事象発生後約26時間後に原子炉格納容器安定状態に至ることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

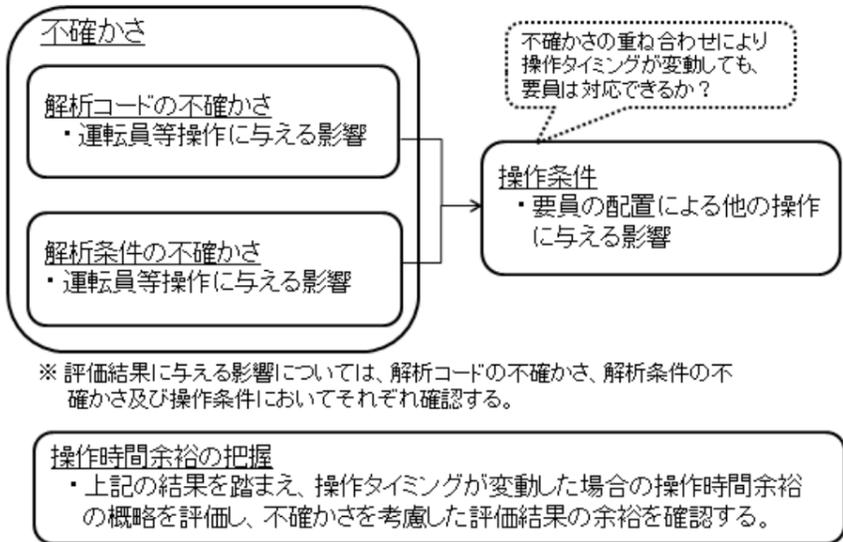
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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、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。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目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、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、事象発生後24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後60分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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通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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉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容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 溶融炉心・コンクリート相互作用に係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析の結果、原子炉格納容器圧力・温度は一時的に上昇することを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心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は、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメ</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、MAAP を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については 1 割程度高め、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAP は原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な（厳しい）結果を与えることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>一々に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>いること、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉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容器外における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－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。 ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用に係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析の結果、原子炉格納容器圧力・温度は一時的に上昇することを確認した。 <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>補足説明資料「添付資料 3.1.1.20 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.21 熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」において、代替格納容器スプレイ作動開始時間、エントレインメント係数、熔融炉心の拡がり面積等を対象とした感度解析の結果が示されている。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。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

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（玄海3・4号炉）
<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>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、解析条件では、炉心崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなる。また、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。事故進展解析で設定している常設電動注入ポンプによる注入流量は小さめの値を設定しているため、実際の原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、玄海3号炉及び4号炉では、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性は標準値、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる可能性があることを確認した。</p> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess Loca の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.15 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について」において、Excess LOCA 発生時を仮定した感度解析の結果が示されている。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなるが、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.14 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響について」において、最大限水素濃度（ドライ換算 13%vol%）を仮定した感度解析の結果が示されている。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 解析条件で設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は実際の代替格納容器スプレイ流量よりも小さく設定しているため、最確条件とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p>	<p>(i) 上記(i)で記載した解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響の確認結果に加え、評価結果に与える影響については、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、玄海3号炉及び4号炉では、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性は標準値、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心崩壊熱は小さく、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが減少するため、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> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> ① 炉心崩壊熱の影響を確認。 ② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。 ③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。 ④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。 ⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。 ⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。 ⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認 	<p>設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるため、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> <ul style="list-style-type: none"> ③ 1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した感度解析（高温側配管の全ループ破断、低温側配管の全ループ破断、原子炉容器下端における破損（大 LOCA 口径相当）を実施した結果、大破断 LOCA 時のプラント過渡応答と異なる点はあるものの、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同じであるため、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認した。 ④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、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。また、MAAP の格納容器再循環ユニットモデルの除熱特性は、原子炉格納容器内に水素が存在しない場合に対する最確値であり、原子炉格納容器内に水素等の非凝縮性ガスが存在する場合は、格納容器再循環ユニットにおける凝縮伝熱量が低下することから、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、200℃、2Pd に対して十分な余裕があることから、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。 ⑤ 該当なし。 ⑥ 該当なし。 ⑦ 解析条件で設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は実際の代替格納容器スプレイ流量よりも小さく設定しているため、設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイの開始操作は、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響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 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないこと、移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないこと、アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 「第7.2.1.1.3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故）時の作業と所要時間」にあるとおり、上記①の操作のうち、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、操作完了から次操作着手までに時間的な重複が無いこと、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無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間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) 操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1 次冷却材の流出流量や炉心崩壊熱の不確かさにより影響を受けるものの、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>移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、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の差異により操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな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小さいことを確認した。（「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、本評価シーケンスよりも早いタイミングで本操作を行っても原子炉格納容器圧力・温度を低下できることを確認している）。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動については、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の差異により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。このため、評価項目に対する余裕が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（玄海3・4号炉）
<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。 (CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p>	<p>(i) 操作の時間余裕について以下のとおり確認した。</p> <p>① 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約8分遅く、事象発生から60分後とした場合の感度解析を実施した。その結果、代替格納容器スプレイ開始が約8分遅くなった場合でも、200℃、2Pdに対して十分余裕があることから、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.25 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ開始時間の感度解析について」において、代替格納容器スプレイの開始時間を約8分遅らせた感度解析の結果が示されている。</p> <p>② 代替格納容器スプレイから格納容器内自然対流冷却への切替が遅れた場合には、代替格納容器スプレイを継続することとなり、原子炉格納容器内水量が4,000m³に到達するおそれがある。このため、代替格納容器スプレイを連続運転するものとして4,000m³に到達するまでの時間を概算した。その結果、操作時間余裕として20分程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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) 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 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて52名である。これに対して、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式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。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約440kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量3,200kWにて電源供給が可能であることを確認した。</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>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水タンク水量1,960m³が枯渇する約12時間後までに復水タンクとの連絡操作を行うとともに、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプにより、淡水(八田浦貯水池)又は海水を復水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能であることを確認した。以降は、格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(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>① 7日間大容量空冷式発電機等を運転継続した場合に必要な重油量は約284.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄された使用可能な重油量376kLで対応が可能であることから、発災から7日間は外部支援が無くとも供給可能であることを確認した。水源の充足性は、上記(iii)①のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="124 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul data-bbox="124 369 1062 579" 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、安定停止状態に向けた対策、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 data-bbox="1071 281 2831 352">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代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1071 369 2831 625">評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）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（余熱除去系及び格納容器スプレイ系等）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 data-bbox="1071 642 2831 760">また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるとともに水素濃度低減及び水素濃度監視を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1071 777 2466 808">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1071 825 2831 896">「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 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」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 data-bbox="1071 955 2831 1026">以上のとおり、上記の確認及び判断により、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>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.1.2-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.1.2-2
(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	3.1.2-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.1.2-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.1.2-11
(1) 有効性評価の方法	3.1.2-11
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.1.2-14
(3) 有効性評価の結果	3.1.2-20
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.1.2-22
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.1.2-24
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.1.2-25
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.1.2-25
b. 操作条件	3.1.2-27
(3) 操作時間余裕の把握	3.1.2-28
(4) 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価	3.1.2-29
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1.2-30
5. 結論	3.1.2-31

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過温破損）

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（玄海3・4号炉）																
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の7つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TED ・ SED ・ SLW ・ AEW ・ TEW ・ SEW ・ AED <p>（PRAまとめ資料（第2.6表 評価対象とするPDSの選定）抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1181 907 2041 1073"> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center;">雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）</td> <td rowspan="7" style="text-align: center;">8.4E-06</td> <td style="text-align: center;">TED</td> <td style="text-align: center;">76.9%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SED</td> <td style="text-align: center;">23.1%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SLW</td> <td style="text-align: center;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">AEW</td> <td style="text-align: center;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">TEW</td> <td style="text-align: center;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SEW</td> <td style="text-align: center;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">AED</td> <td style="text-align: center;"><0.1%</td> </tr> </table>	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）	8.4E-06	TED	76.9%	SED	23.1%	SLW	<0.1%	AEW	<0.1%	TEW	<0.1%	SEW	<0.1%	AED	<0.1%
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）	8.4E-06			TED	76.9%												
				SED	23.1%												
				SLW	<0.1%												
				AEW	<0.1%												
				TEW	<0.1%												
				SEW	<0.1%												
		AED	<0.1%														

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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

(2) 格納容器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（玄海3・4号炉）
<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>(i) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、溶融炉心の崩壊熱及び金属－水反応等による化学反応熱によって、原子炉格納容器温度が上昇する。事故発生から数時間後に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、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、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、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）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、原子炉格納容器雰囲気</u>を減温・減圧し、<u>原子炉格納容器温度の上昇を抑制する必要がある。また、1次冷却系が高圧となり、原子炉容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることを防止する観点から、原子炉容器破損前までに1次冷却系を減圧する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある</u>ことを確認した。本格格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、原子炉格納容器雰囲気を冷却する機能、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却するとともに非凝縮性ガスの発生を抑制する機能（原子炉下部キャビティへの注水）を挙げていること、長期的な対策として、継続的に発生する水素の処理機能、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

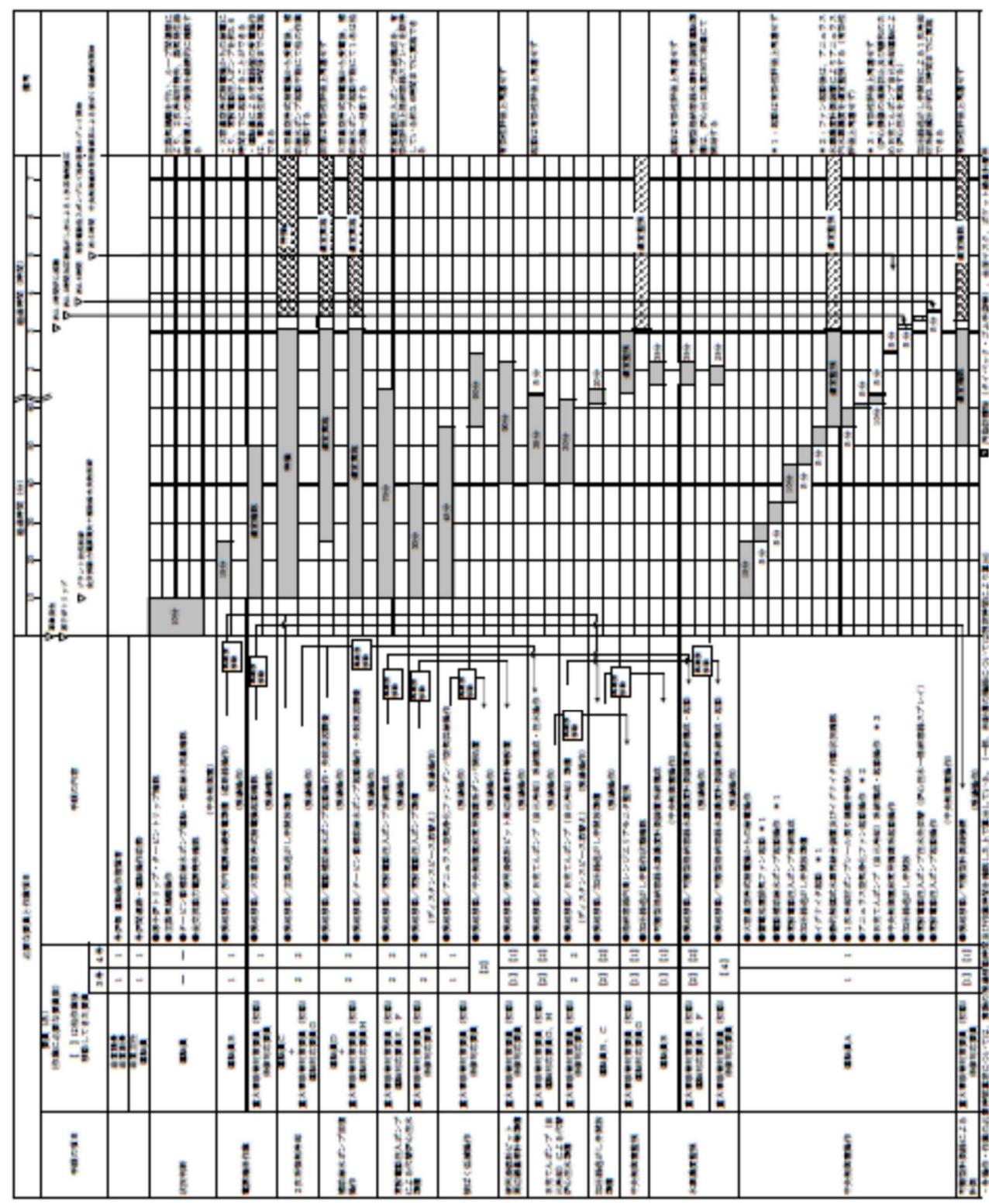
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本格格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失や補助給水機能喪失の発生や炉心損傷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7.2.1.2.1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について」において、蒸気発生器広域水位、補助給水流量、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、1次冷却材高温側温度（広域）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を確認する。</p> <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</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>「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止する対策である加圧器逃がし弁による1次冷却系の強制減圧については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の対策は、「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力1.6 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」及び「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」において整備されている代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を挙げていること、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（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について」において、常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>また、1次系強制減圧における高温蒸気に加圧器逃がし弁への影響については、DCHを参照。</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 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「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」で整備されているPAR及びイグナイタによる水素処理・濃度低減や、「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」で整備されている格納容器内自然対流冷却を挙げていること、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（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について」において、水素処理・濃度低減に用いる重大事故対処設備として、PAR、イグナイタとこれらの設備の作動状況を監視する装置が、格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、A、B格納容器再循環ユニット、移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵タンク等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p>	<p>(iv) 「第7.2.1.2.1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの稼働状況を監視するための計装設備として、AM用消火水積算流量、格納容器内温度、格納容器内圧力、原子炉下部キャ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 1次系強制減圧に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>ビティ水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための計装設備として、PAR 動作監視装置、イグナイタ動作監視装置が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁の稼働状況を監視するための計装設備として、1次冷却材圧力が挙げられていることを確認した。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器圧力、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</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内自然対流冷却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内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件は、有効性評価上、格納容器内自然対流冷却を開始すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却へと移行することとしていることを確認した。なお、実際の手順においては格納容器自然対流冷却後も格納容器圧力が最高使用圧力である 0.392Pa[gage] 以上であれば代替格納容器スプレイを継続又は再開し、最高使用圧力-50kPa 又は格納容器内積算注入流量が 4,000m³ となれば代替格納容器スプレイを停止することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 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"> ・ 補助給水ポンプ回復操作 ・ B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 ・ 電源回復操作 ・ イグナイタ起動 ・ 可搬型格納容器水素濃度計測装置運転 ・ アニュラス水素濃度測定 ・ 蓄電池室排気ファン起動 <p>② 有効性評価上は期待しない補助給水ポンプ回復操作については「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水については「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、電源回復操作及び蓄電池室排気ファン起動については「1.14 電源の確保に関する手順等」に、イグナイタ起動、可搬型格納容器水素濃度計測装置運転については「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」に、アニュラス水素濃度測定については、「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」において整備されており、また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、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、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」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（格納容器過温破損）」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）</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>

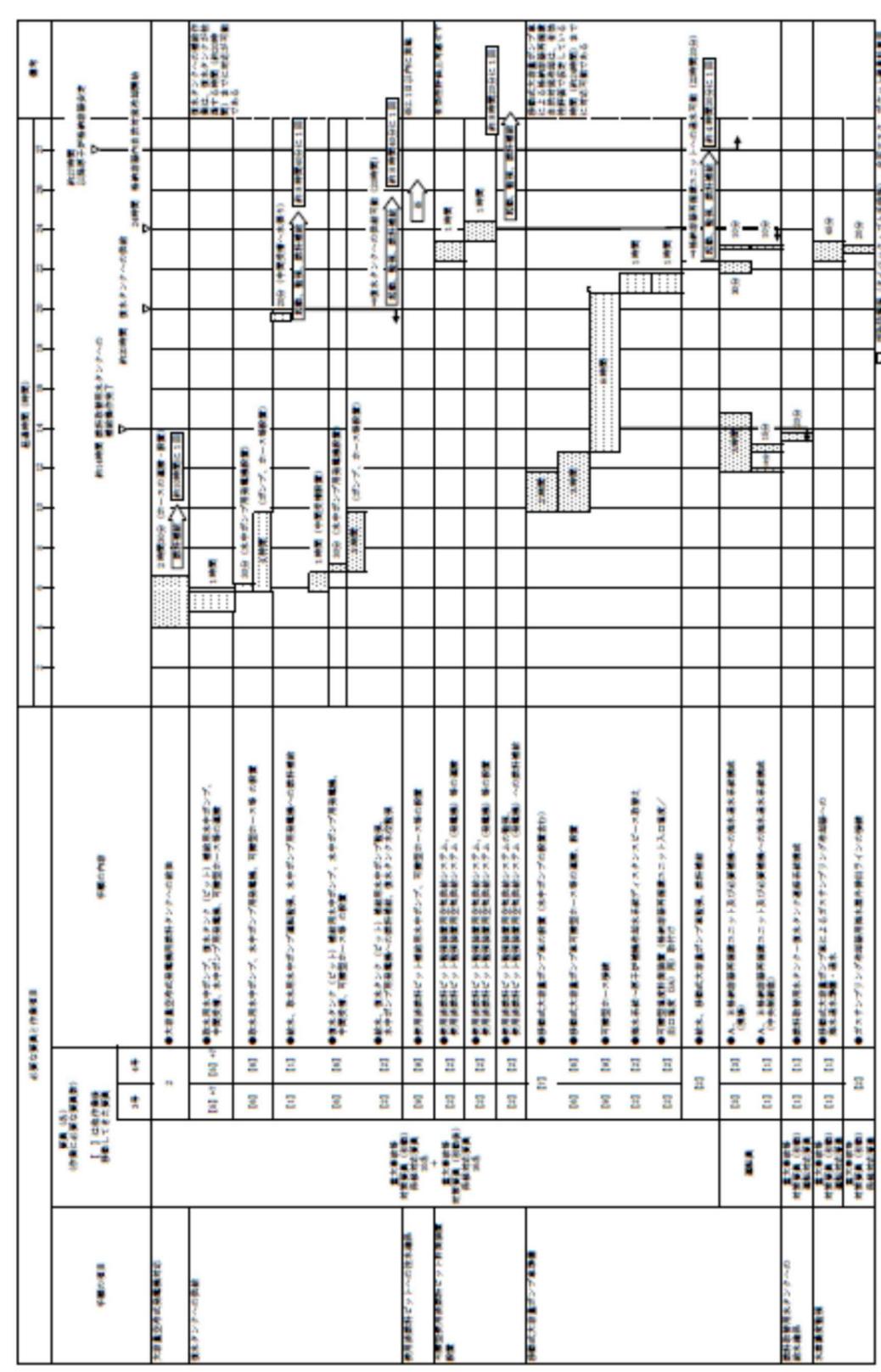
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する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>(i) 本格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、常設電動注入ポンプや燃料取替用水タンク、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク等が示されており、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、PAR やイグナイタ、A、B格納容器再循環ユニット、アニュラス空気浄化ファン等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.2.1.2.5 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）の事象進展（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」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、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>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失判断</u>：外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合</p> <p><u>早期の電源回復不能判断</u>：中央操作による非常用母線への電源回復に失敗した場合</p> <p><u>1次冷却材漏えいの確認</u>：1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内温度・圧力等により確認</p> <p><u>漏えい規模の判断</u>：事象判別を行っている10分以内に1次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下した場合は漏えい規模が大きいLOCAと判断</p> <p><u>補助給水機能喪失の判断</u>：補助給水流量計指示が125m³/h未満であることにより判断</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>炉心損傷の判断：炉心出口温度計指示が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^5mSv/hr以上で判断</p> <p>加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始：炉心損傷判断後、1次系圧力計指示2.0MPa[gage]以上の場合</p> <p>イグナイタ起動判断：炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合又はECCS作動信号発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失した場合に、大容量空冷式発電機等により受電すれば速やかに起動</p> <p>B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水開始：準備が完了次第開始</p> <p>常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始：炉心損傷と判断すれば注入先を切り替えることにより代替格納容器スプレイを開始。燃料取替用水タンクの水位計指示が16%以下となれば復水タンクとの連絡を開始</p> <p>常設電動注入ポンプ停止判断：格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを停止。停止後に、格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器の最高使用圧力である0.392Pa[gage]以上まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開し、最高使用圧力-50kPa又は格納容器内積算注入流量が4,000m³となれば代替格納容器スプレイを停止</p> <p>格納容器自然対流冷却開始：準備が完了次第開始</p>
<p>5) 本格格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「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1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「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」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「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」や重大事故等の対処に必要な「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」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1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「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1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「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1.15 事故時の計装に関する手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ (3)1(vi)①で挙げられた、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水やイグナイタの起動等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の作業と所要時間 (1/2)



第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の作業と所要時間 (2/2)
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮し、また、常設電動注入ポンプを用いた格納容器内注水及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧となり、原子炉容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなること及びECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器温度の上昇が抑制されないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。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破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。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、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱によるガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。なお、全交流動力電源が喪失した場合には従属的に原子炉補機冷却機能も喪失するが、原子炉補機冷却機能の喪失を重畳させた理由は①のとおり。</p> <p>(参考：PRAでの評価事故シーケンス選定結果)</p> <p>(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>a. 該当する事故シーケンス</p> <p>第2-7表で選定したTEDには、次の事故シーケンスが該当する。</p> <p>① 主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>② 外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>③ 外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失</p> <p>④ ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>⑤ 2次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>⑥ 2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ注</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>入失敗</p> <p>⑦ 手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>⑧ 原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗</p> <p>⑨ 過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>b. 選定理由</p> <p>これらの事故シーケンスのうち、1次系圧力が高圧で、溶融炉心からの発熱により加熱されたガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失となる事故シーケンス（③）を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も想定した「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。</p> <p>c. 選定結果</p> <p>外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水失敗（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 5px;"> <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> </div> <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は以下の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> <p>「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系における構造材との熱伝達 ・ 1次系における ECCS 蓄圧タンク注入 ・ 加圧器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・ 蒸気発生器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・ 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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）挙動</p> <p>原子炉格納容器における重要現象： 「格納容器過圧破損」と同一である。</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) 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、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、加圧器における冷却材放出（臨界流、差圧流）などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとしてMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 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操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>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>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」であり、外部電源喪失は起因事象として想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(CV 過温破損の場合)</p> <p>・ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</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 起因事象として外部電源が喪失するものとし、安全機能の喪失に対する仮定として、非常用所内交流動力電源、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能喪失とする。また、RCP からの漏えい率は、定格圧力において、RCP1 台当たり 1.5m³/h の漏えいを RCP 全台に考慮し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては考慮しない。これは、1 次冷却系が高圧となり、原子炉容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなるため、原子炉格納容器温度の観点で厳しい設定となる。水素の発生については、ジルコニウム-水反応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（格納容器過温破損）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱、1 次系圧力/温度、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。また、原子炉格納容器の過温の観点から、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉格納容器の自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクについても設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いていることを確認した。</p> <p>RCP シール部からの漏えいを想定することを確認した。解析で設定する漏えい率は、RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率として、全交流動力電源喪失時の 1 次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果（評価値は 1.2m³/h）を上回る値である定格圧力において RCP1 台当たり 1.5m³/h（口径約 0.2cm（約 0.07inch 相当）を RCP 全台に想定し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の 1 次系圧力の観点で厳しくなるように考慮しないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）」において、システム熱水力解析用データが示されている。</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>(CV 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、気相の質量や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 原子炉格納容器圧力・温度の観点で厳しくなるように、PAR 及びイグナイタの効果については期待しないが、PAR による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮することを確認した。</p> <p>⑤ 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価することを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p>	<p>確認結果（玄海3・4号炉）</p> <p>(i) 機器条件として、加圧器逃がし弁に関する条件は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の条件は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.2.1.2.2表 主要解析条件（格納容器過温破損）」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(CV 過温破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有圧力、保持圧力を確認。 ・ 加圧器逃がし弁の使用個数、容量を確認。 <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る機器条件については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p>	<p><u>代替格納容器スプレイ流量</u>：原子炉格納容器内への注水流量は標準値として130m³/hを用いる。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：炉心損傷のタイミングを早める観点から、炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（4.04MPa[gage]）、炉心への注水量を少なくする最小の水量（26.9m³/基）とする。</p> <p><u>PAR、イグナイタ</u>：原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、PAR及びイグナイタの効果については期待しない。</p> <p><u>格納容器再循環ユニット</u>：2基を使用するものとし、除熱特性は、標準値として格納容器再循環ユニット除熱特性（1基あたりの除熱特性として100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW）を用いる。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、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について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る操作条件については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>電源確保作業</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、本操作の現場操作に係る1ユニット当たりの要員は運転員（当直員）1名であり、現場対応は運転員（当直員）1名及び重大事故等対策要員1名であり、受電準備操作に15分、大容量空冷式発電機起動確認に15分、中央制御室での大容量空冷式発電機準備及び起動操作に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>アニュラス空気浄化ファン起動準備</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員1名であり、現場での窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）接続及び空気供給操作に45分、系統構成、起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>常設電動注入ポンプ起動</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」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成操作に70分、ディスタンスピース取替えに30分、中央制御室での系統構成に10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水(有効性評価上、期待しない操作)</u>：「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に70分、ディスタンスピース取替え作業に30分、中央制御室での系統構成に10分、起動</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、注水は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>格納容器水素濃度監視（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「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」において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員8名で、現場での系統構成、起動操作に35分、装置の接続操作に25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。なお、水素濃度監視装置の起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</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」、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員2名であり、現場でのタンクローリーの吸引に60分、大容量空冷式発電機燃料タンクへの燃料補給に50分、水中ポンプ用発電機への燃料補給に15分、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給に15分、移動式大容量ポンプ車への燃料補給に25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>復水タンクへの補給</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、淡水又は海水を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ等による復水タンクへの補給に係る1ユニット当たりの要員は、現場対応として重大事故等対策要員12名で機材運搬に1時間、機材設置等に4時間等を想定しており、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>移動式大容量ポンプ車準備</u>：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの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」において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、重大事故等対策要員13名であり、現場での機材運搬、設置に3時間、ホース接続に8時間、ディスタンスピース取替えに1時間を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピットへの注水確保</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、1ユニット当たり重大事故等対策要員12名により作業を実施し、現場での使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の設置に20分等を想定しており、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>燃料取替用水タンクへの給水確保</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、運転員（当直員）1名及び重大事故等対策要員2名であり、現場でのディスタンスピース取替えに30分、系統構成に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>中央制御室非常用循環ファン起動準備</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る要員数は、中央制御室対応は運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員2名であり、現場でのダンパ開操作に90分、起動に5分等を想定しており、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。なお、中央制御室でのファンの操作スイッチ「停止引ロック」操作は、中央制御室での大容量空冷式発電機と共通する操作である。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から30分後とする。また、原子炉格納容器内保有水量が2,000m³に到達した時点で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.392MPa[gage]）に到達していない場合は代替格納容器スプレイを一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却の開始に伴い事象発生から24時間後に停止するものとする。移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から24時間後とする</u>ことを確認した。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕は「（3）操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却操作は、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。なお、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	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あるため、不確かさを考慮することを確認した。

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(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>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>(CV 過温破損の場合)</p> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉下部キャビティ水量 ・ 原子炉格納容器内の水素分圧 ・ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力（※DCH側で確認する） <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 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 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 該当なし。全交流動力電源喪失と補助給水機能喪失によって蒸気発生器除熱機能が喪失することにより、1次冷却系圧力が高く維持されていることは、格納容器破損モード「DCH」にて確認する。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイ流量や格納容器再循環ユニットによる除熱量のトレンド図はないが、④に示すとおり、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制され低下傾向にあることから、これらの重大事故等対策設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.2.1.2.8図、第7.2.1.2.9図、第7.2.1.2.10図、及び第7.2.1.2.11図より、代替格納容器スプレイにより、熔融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに約8.7mの水位があること、これによりMCCIが抑制され原子炉格納容器内の水素分圧は低く抑えられていること、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力、温度の上昇が抑制され低下傾向にあることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.18 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動」において、燃料挙動と有効性評価結果（原子炉容器水位及び原子炉格納容器圧力）の関係が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.3「燃料露出等に伴う直接線の格納容器高レンジエリアモニタへの影響について」において、燃料有効部上端以下まで水位が低下した場合のモニタへの影響評価が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.6 安定停止状態について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、格納容器内自然対流冷却開始後の原子炉格納容器圧力・温度の推移が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.2「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における原子炉冷却材圧力バウンダリからの現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」において、現実的な運転操作時に想定される条件での1次系圧力、原子炉水位等の推移が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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。 (CV 過温破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内圧力 ② 原子炉格納容器内温度 ③ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力（※DCH側で確認する） ※ DCHに関する評価項目は、DCH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、全交流動力電源の喪失及び補助給水機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧となるが、加圧器逃がし弁による1次冷却系の強制減圧により原子炉容器破損時の1次冷却系圧力は低く抑えられる。加圧器安全弁の作動に伴う加圧器逃がしタンクラブチャディスクの作動及び原子炉容器破損により、1次冷却系の蒸気、熔融炉心等が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧0.5MPa[abs]程度に対して0.02MPa[abs]程度である。また、PARによる水素処理における発熱量は崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微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 第7.2.1.2.8図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約17時間後に最高値0.409MPa[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、水素の分圧は全圧約0.5MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度と低いことから、可燃性ガスの蓄積を考慮しても評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>② 第7.2.1.2.9図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約17時間後に最高値144℃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。また、全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さいことから、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても、原子炉格納容器温度は200℃を下回っていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)及び(g)を満足していることを確認した。具体的には、第7.2.1.2.8図、第7.2.1.2.9図にあるとおり、代替格納容器スプレイにより、熔融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和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）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 格納容器自然対流冷却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>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため、原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約0.409MPa[gage]、約144℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約48時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.1.2.8図、第7.2.1.2.9図にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.11 安定停止状態について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」には、事象発生後約48時間後に原子炉格納容器安定状態に至ることが示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.6 安定停止状態について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、格納容器内自然対流冷却開始後の原子炉格納容器圧力・温度の推移が示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

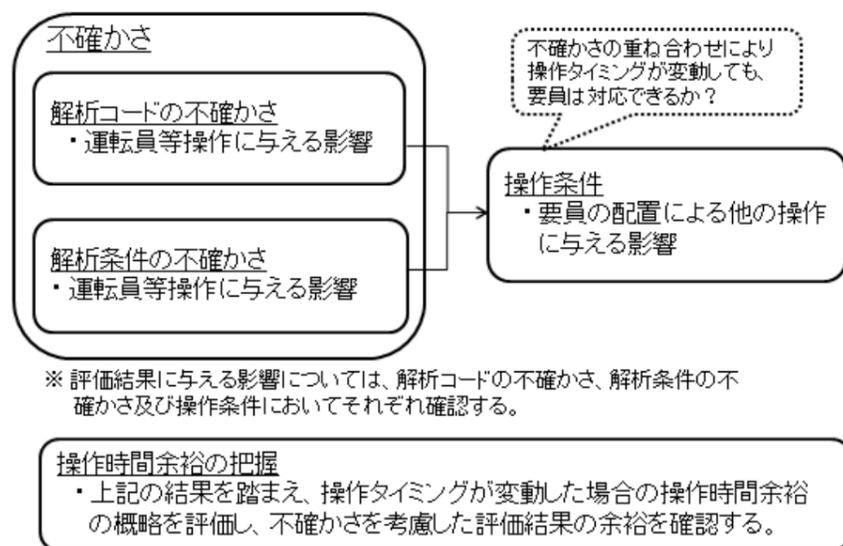
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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ことを確認。</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、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。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目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、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開並びに事象発生後24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>① 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉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容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心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は、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えること、原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開タイミングに影響を与えることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメ</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、MAAP を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については 1 割程度高めに、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAP は原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な（厳しい）結果を与えることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 14 分程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>一々に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>いること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さいことを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.7 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。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

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（玄海3・4号炉）
<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>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、解析条件では、炉心崩壊熱に保守的に大きめの値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。原子炉格納容器自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクは保守的に少なめの値を設定しているため、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容器圧力を起点とした代替格納容器スプレイの再開操作が必要なタイミングが遅くなる。また、常設電動注入ポンプによる注入流量は保守的に小さめの値を設定しているため、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は早めに解析されている。このため、原子炉格納容器圧力を起点とした代替格納容器スプレイの再開操作が必要なタイミングが遅くなる。いずれも原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、玄海3号炉及び4号炉では、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性は標準値、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなることを確認した。</p> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、最確条件の除熱特性を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開操作が遅くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開操作が早くなることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.14 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響について」において、最大限水素濃度（ドライ換算13%vol）を仮定した感度解析の結果が示されている。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>⑥ 解析条件で設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は実際の代替格納容器スプレイ流量よりも小さく設定しているため、最確条件とした場合には、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅く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>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p>	<p>(i) 上記(i)で記載した解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響の確認結果に加え、評価結果に与える影響については、<u>原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、玄海3号炉及び4号炉では、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性は標準値、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心崩壊熱は小さく、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが減少するため、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> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるため、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> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、最確条件の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、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。また、MAAPの格納容器再循環ユニットモデルの除熱特性は、原子炉格納容器内に水素が存在しない場合に対する最確値であり、原子炉格納容器内に水素等の非凝縮性ガスが存在する場合は、格納容器再循環ユニットにおける凝縮伝熱量が低下することも考えられることから、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、200℃、2Pdに対して十分な余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 解析条件で設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は実際の代替格納容器スプレイ流量よりも小さく設定しているため、設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、代替格納容器スプレイ開始・再開操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイは中央制御室において同一の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く、代替格納容器スプレイの再開操作は代替格納容器スプレイ開始操作と同一の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響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 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイと中央制御室において同一の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、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。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う運転員と中央制御室において同一の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、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。移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。代替格納容器スプレイの再開は、原子炉下部キャビティへの注水を目的とした代替格納容器スプレイを行う運転員と同一の運転員が行う操作であることから、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。</p> <p>② 「第7.2.1.2.3図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失）時の作業と所要時間」にあるとおり、上記①の操作のうち、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、操作完了から次操作着手までに時間的な重複が無いこと、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無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間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) 操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>炉心溶融開始から10分後を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が前後しても、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギー量の増減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。さらに、「(3) 操作余裕時間の把握」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の操作時間余裕を炉心溶融開始から20分後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して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>炉心溶融開始から30分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が速くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い開始時間が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、本評価事故シナリオよりも事象進展の速い格納容器破損モード「格納容器過圧破損」の「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を代替格納容器スプレイの開始を約10分遅くした場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して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>原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に再開する代替格納容器スプレイの再開は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が速くなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなるが、起点となる原子炉格納容器圧力は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、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の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力、温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温・減圧が遅くなるが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい事象発生の約80分後から格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな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小さいことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 1次系強制減圧の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p>	<p>(i) 操作の時間余裕について以下のとおり確認した。</p> <p>① 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.2.14図、第7.2.1.2.15図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.9 格納容器過温破損時における1次系強制減圧操作の時間余裕について」において、1次系強制減圧開始を10分遅らせた感度解析の結果が示されている。</p> <p>② 代替格納容器スプレイから格納容器内自然対流冷却への切替が遅れた場合には、代替格納容器スプレイを継続することとなり、原子炉格納容器内水量が4,000m³に到達するおそれがある。このため、代替格納容器スプレイを連続運転するものとして4,000m³に到達するまでの時間を概算した。その結果、操作時間余裕として3時間程度は確保できることを確認した。</p>

(4) 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 炉心部にデブリが残存した場合の対策について</p> <p>1) 露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量の評価内容を確認する。</p>	<p>1) 露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>格納容器再循環ユニット等による除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した結果、露出した残存デブリが全溶融炉心の19%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回る。また、実際には全溶融炉心の19%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に存在することは考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることにより、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能であることを確認した。</p> <p>本評価は原子炉下部キャビティと原子炉格納容器上部区画の温度差を10℃とし、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気が原子炉格納容器上部区画に到達する間に発生する水分量の蒸発潜熱と残存デブリの崩壊熱とのバランスにより残存デブリの冷却性を評価したものである。詳細は補足説明資料（添付資料3.1.2.11 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について）に示されている。</p> <p>また、原子炉内の残存デブリの冷却手順については、「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」で整備されており、残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器への注水量は、残存溶融デブリを冷却し格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない高さ（約4,000m³）までとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.2.11 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について」において、炉心損傷後の事象進展の判断材料、炉心損傷後及び原子炉格納容器破損後の炉心注水の方針が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>確認結果（玄海3・4号炉）</p> <p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて52名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を確保できていることに加え、1号炉及び2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1号炉及び2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式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。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約490kWの負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量3,200kWにて電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水タンク水量1,960m³が枯渇する約14時間後までに復水タンクとの連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能であることを確認した。以降は、格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p> <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 7日間大容量空冷式発電機等を運転継続した場合に必要な重油量は約284.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄された使用可能な重油量376kLで対応が可能であることから、発災から7日間は外部支援が無くとも供給可能であることを確認した。水源の充足性は、上記(iii)①のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="124 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="124 369 593 401">・ 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="124 415 1086 579">・ 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、安定停止状態に向けた対策、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 data-bbox="1130 279 2831 625">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加圧器逃がし弁による1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、加圧器逃がし弁による1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）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）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（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）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 data-bbox="1130 636 2831 709">また、加圧器逃がし弁による1次冷却系の強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、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 data-bbox="1130 720 2516 751">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1130 762 2831 846">「IV-1.1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」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 data-bbox="1130 909 2831 982">以上のとおり、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した</p>

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.2-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.2-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.2-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.2-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.2-10
(1) 有効性評価の方法	3.2-10
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.2-12
(3) 有効性評価の結果	3.2-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.2-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.2-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.2-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.2-21
b. 操作条件	3.2-23
(3) 操作時間余裕の把握	3.2-23
4. 必要な要員及び資源の評価	3.2-24
5. 結論	3.2-25

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）																		
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器直接加熱（HPME/DCH）」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の8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"> ・ SED ・ TEI ・ TED ・ SEI ・ TEW ・ SLW ・ SLI ・ SEW <p>（追補2. I 第2-7表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1181 951 1938 1115"> <tr> <td rowspan="8" style="text-align: center;">高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱</td> <td rowspan="8" style="text-align: center;">2.0E-06</td> <td>SED</td> <td style="text-align: right;">97.6%</td> </tr> <tr> <td>TEI</td> <td style="text-align: right;">1.4%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td style="text-align: right;">1.0%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td style="text-align: right;"><0.1%</td> </tr> </table>	高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	SED	97.6%	TEI	1.4%	TED	1.0%	SEI	<0.1%	TEW	<0.1%	SLW	<0.1%	SLI	<0.1%	SEW	<0.1%
高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06			SED	97.6%														
				TEI	1.4%														
				TED	1.0%														
				SEI	<0.1%														
				TEW	<0.1%														
				SLW	<0.1%														
				SLI	<0.1%														
		SEW	<0.1%																

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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

(2) 格納容器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（玄海3・4号炉）
<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>格納容器破損モード「HPME/DCH」は、格納容器破損モード「格納容器過温破損」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「格納容器過温破損」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「格納容器過温破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過温破損において確認した。」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>原子炉容器が高い圧力の状態で損傷し、熔融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気</u><u>が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、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、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能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1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気<u>が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る</u>」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 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、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）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>高圧熔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、原子炉容器破損前までに1次冷却系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、（原子炉容器の破損までに）1次冷却系を減圧する機能を挙げていることを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「格納容過温破損」と同一である。</p>

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

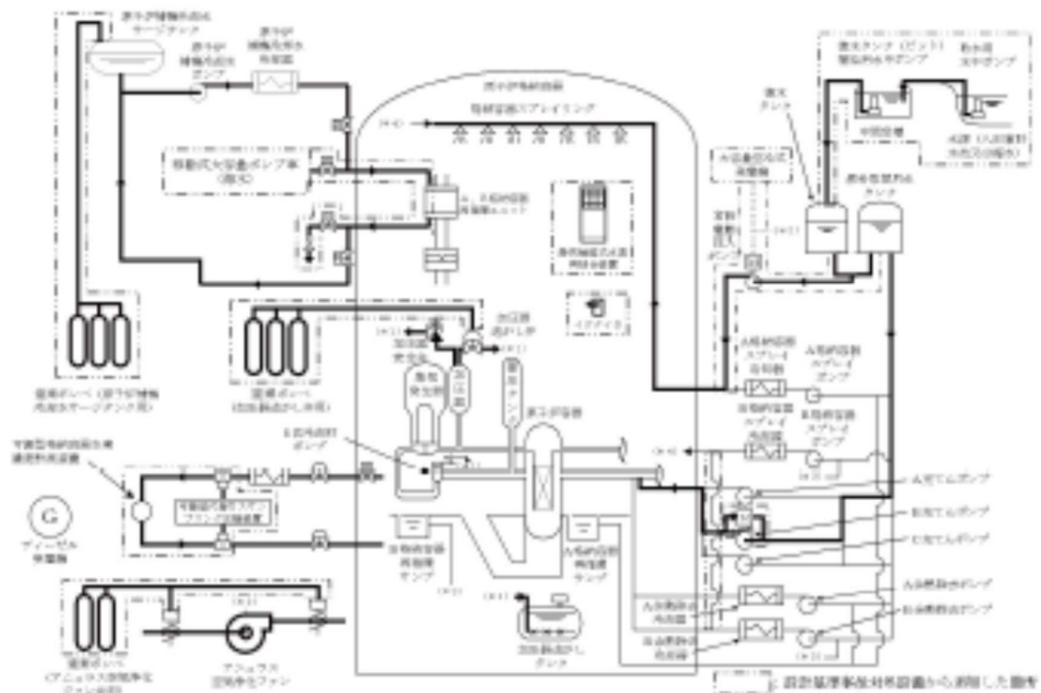
(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する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>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」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>原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧を実施する。このため、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。また、全交流動力電源喪失時に加圧器逃がし弁の機能回復を行う。このため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を重大事故等対処設備として整備する</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に関連する対策として整備されている加圧器逃がし弁の機能回復を挙げていること、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（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について」において、加圧器逃がし弁、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を挙げていることを確認した。その他の本対策に係る手順、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「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>なお、1次系強制減圧による加圧器逃がし弁への影響について、高温蒸気が流入した場合の減圧継続の支障要因として、弁の流路閉塞及び弁閉止（開維持失敗）の2つを抽出して評価を行い、弁棒に発生する熱応力が小さいこと及び駆動部（ダイヤフラム）への熱負荷は130℃～140℃にとどまり減圧継続に支障となる熱負荷ではないことを確認した。</p> <p><u>補足説明資料「添付資 3.1.2.2 の別紙 1 1次系強制減圧における高温蒸気の影響について」において、加圧器逃がし弁に1,000℃以上の高温蒸気が流入する場合の影響について示されている。</u></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 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について「<u>格納容器過温破損</u>」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過温破損」と同一である。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定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>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>

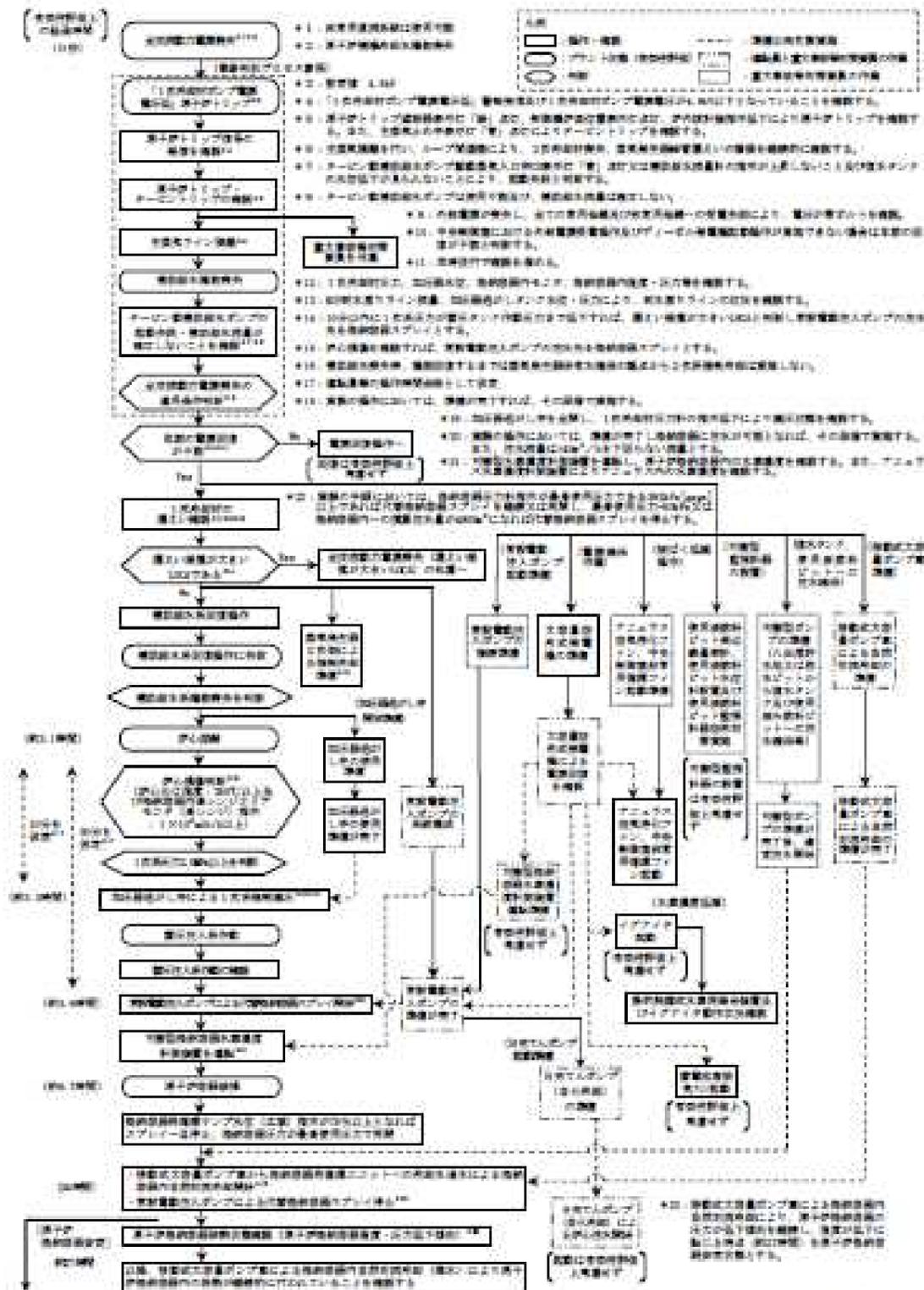
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (HPME/DCHの場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<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>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」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「格納容器過温破損」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>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</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>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、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「格納容器過温破損」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>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>

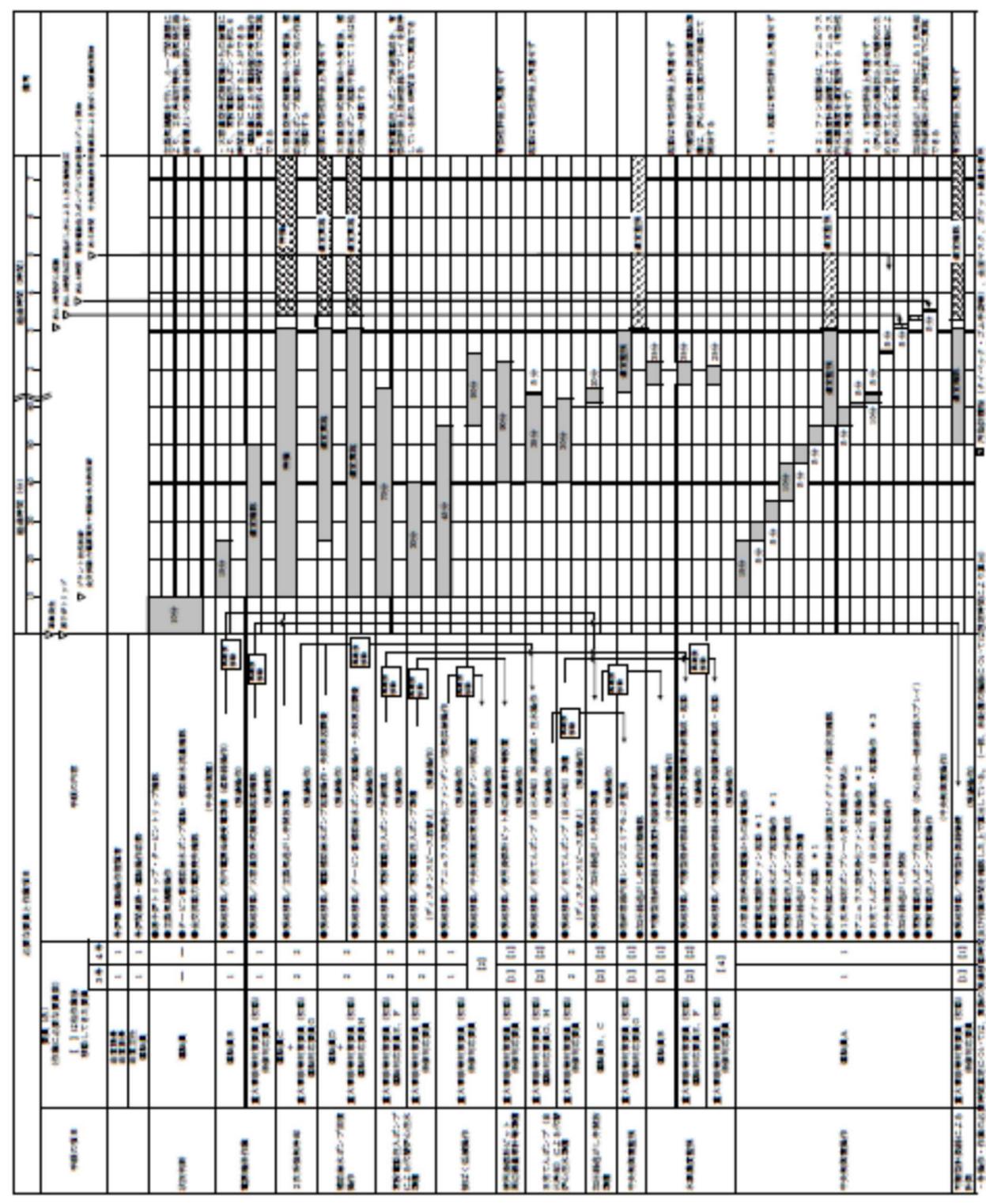
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	



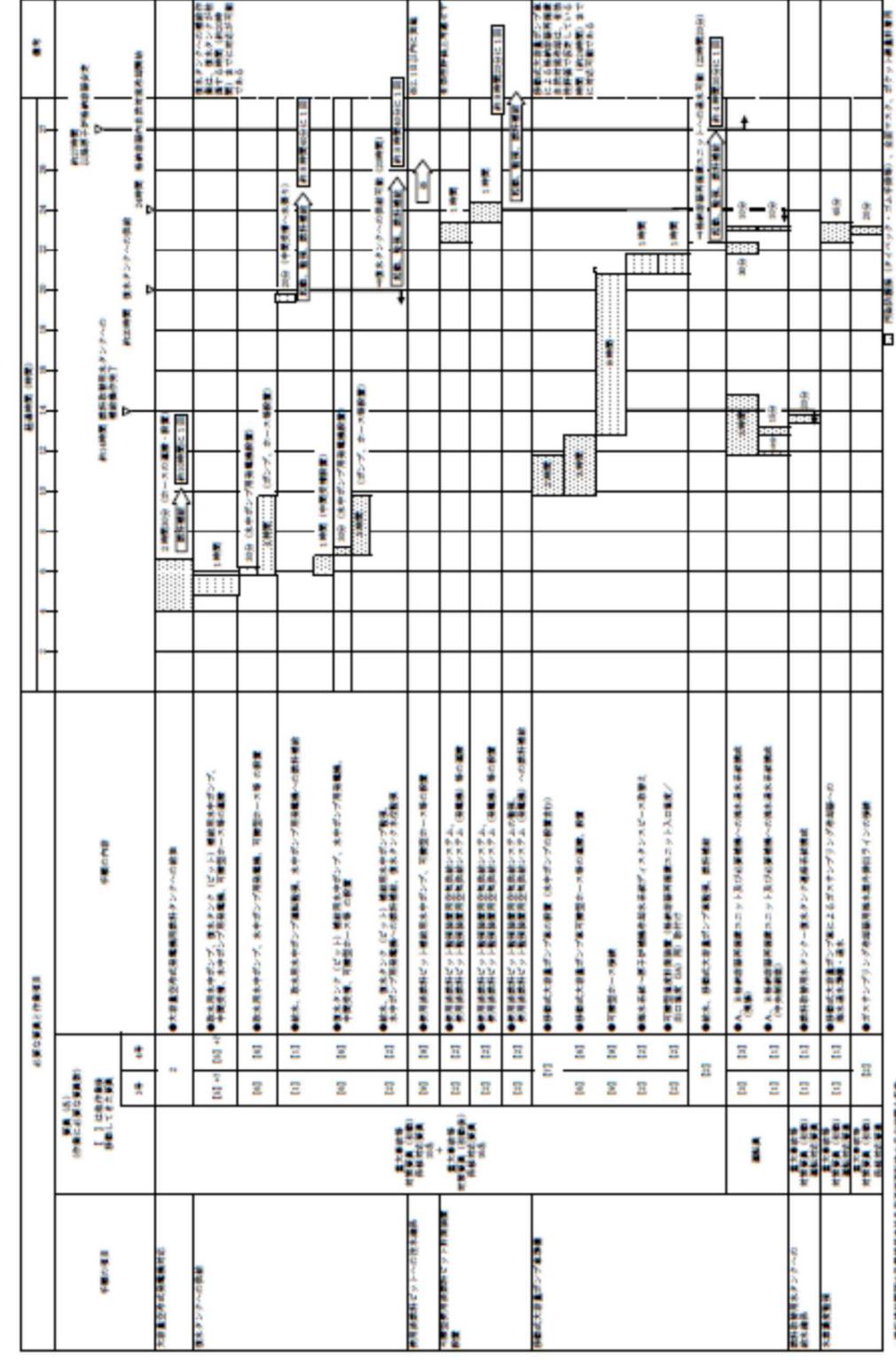
第7.2.1.2.1図 「券困気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図



第7.2.1.2.5図 「券困気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）



第7.2.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の作業と所要時間 (1/2)
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)



第7.2.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の作業と所要時間 (2/2)
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、事象を厳しくするため、補助給水機能喪失を考慮する。また、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失により従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮することを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧の状態で原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定している。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破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源の喪失により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。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、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱によるガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。なお、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮しているが、その理由については①のとおり。</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は以下の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： 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系における構造材との熱伝達 ・ 1次系における ECCS 蓄圧タンク注入 ・ 加圧器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・ 蒸気発生器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 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 ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）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"> ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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加圧器逃がし弁からの冷却材放出（臨界流・差圧流）、原子炉容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉容器内溶融炉心－冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損や溶融等を取り扱うことができるMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コードの審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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> </div> <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操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」であり、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過温破損」と同一である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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。 (HPME/DCHの場合) ① 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等による影響を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。 ① RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果（評価値は1.2m³/h）を上回る値として、RCP1台当たり、定格圧力において1.5m³/hとし、その漏えい率相当となる口径約0.2cm（約0.07inch）を設定し、RCP全台（4台）からの漏えいを考慮するものとする。なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(HPME/DCHの場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有水量、保持圧力を確認。 ・ 加圧器逃がし弁の使用個数、容量を確認。 	<p>(i) 機器条件として、加圧器逃がし弁は、2個（95t/h/個）の作動を考慮する。その他は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。本評価事故シーケンスの機器条件は「格納容器過温破損」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 「第7.2.2.1表 主要解析条件（高压溶融物放出/格納容器直接加熱）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>加圧器逃がし弁：加圧器逃がし弁の使用個数は2個、容量は設計値である95t/h/個とする。</p> <p>リロケーション：TMI事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>原子炉容器破損：原子炉容器の複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定し、最大歪みを超えた場合に原子炉容器が破損するものとする。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している全交流動力電源、原子炉補機冷却機能、補助給水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が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以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>加圧器逃がし弁開操作準備：「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、本操作の1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名及び重大事故等対策要員1名、現場操作の運転員（当直員）2名であり、中央制御室での系統構成に5分、現場での代替空気供給操作に20分、中央制御室での加圧器逃がし弁の開操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始から10分後とする。その他は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。また、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作の時間余裕は「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、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。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あるため、不確かさを考慮することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(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>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>(HPME/DCHの場合)</p> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉下部キャビティ水量 ・ 原子炉格納容器内の水素分圧 ・ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力 <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>(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「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>① 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 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>④ 第7.2.2.1 図より、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により、原子炉容器が破損する際の1次冷却系圧力は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>補足説明資料「添付資料 3.2.1 原子炉容器破損時における原子炉格納容器内への溶融炉心の飛散について」において、原子炉格納容器本体壁に溶融炉心が到達しない理由が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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。 (HPME/DCHの場合)</p> <p>① 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力 ※CV過温破損に関する評価項目は、CV過温破損で確認する。</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、1次冷却系圧力は、炉心溶融開始後の加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧により低下し、2~3MPa[gage]近傍から低下傾向を維持した後、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムに落下することによる蒸気発生により上昇する。下部プレナム水が喪失すると、1次冷却系圧力は減少に転じ、原子炉容器破損の時点の1次冷却系圧力は2.0MPa[gage]以下に抑えられる。その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」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、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により、原子炉容器が破損する際の1次冷却系圧力は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>(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>
<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 格納容器自然対流冷却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>(i) 安定状態になるまでの評価について、その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」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 第7.2.2.9図、第7.2.2.10図にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向に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

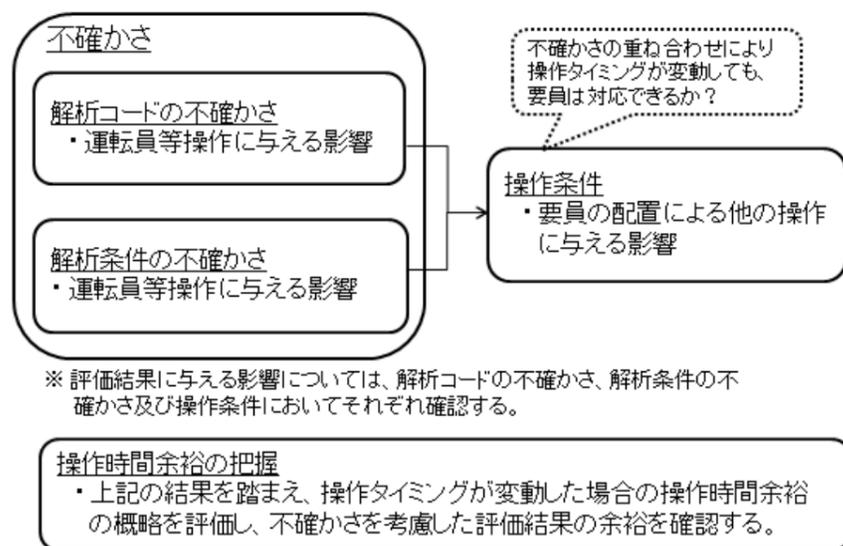
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<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ことを確認。</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、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。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目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、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開並びに事象発生後24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさや原子炉格納容器圧力の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>① 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損と判定される最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心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は、炉心溶融開始時間が早くなるため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えることを確認した。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>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(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>解析コードには、炉心ヒートアップ、加圧器逃がし弁からの冷却材放出、原子炉容器内における溶融炉心のリロケーション、原子炉容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融に係る不確かさがある。これらについて、感度解析を実施しており、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却系圧力は2.0MPa [gage]を下回る結果になる</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> <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事故の再現性が確認されていること、また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損と判定される最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 <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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>補足説明資料「添付資料 3.2.2 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（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）」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> <p>補足説明資料「添付資料 1.5.2 の付録3 加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響」に原子炉容器破損時の1次系圧力に影響する事象進展、影響因子、感度解析対象パラメータについての整理が示されている。</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、デブリジェット径等、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析を実施したが、いずれも評価結果に与える影響は小さいことを確認した。また、本評価事故シーケンスにおいては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧後の1次冷却系圧力が2.0MPa [gage] 近傍で下げ止まるが、この理由として、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態が形成されるためであることを確認した。さらに、溶融炉心の原子炉容器下部プレナムへのリロケーションに伴う圧カスパイク発生（原子炉容器内 FCI）後の1次冷却系の減圧挙動について、原子炉容器内 FCI による加圧現象が短時間に大きく現れる組合せ（図 3.2.4）と、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量が小さくなるような組合せ（図 3.2.5）についても考慮し感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa [gage] を下回ることから、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>補足説明資料「添付資料 3.2.4 1次系圧力が2.0MPa [gage] 近傍にて停滞する現象について」において、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量のバランスによる現象の説明が示されている。</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（玄海3・4号炉）
<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>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 蓄圧タンクの保持圧力の影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</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炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性について影響評価を行うことを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉は常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性は標準値、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。また、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが実際には小さくなるため原子炉格納容器圧力上昇が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなることを確認した。</p> <p>② 蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力より高いため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始される。しかしながら、炉心溶融は蓄圧注入の前に生じている（炉心溶融開始後10分で加圧器逃がし弁による1次系強制減圧→1次系圧力低下→蓄圧タンク作動）こと、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.2.3 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について」において、蓄圧タンクの初期圧力についての感度解析の結果が示されている。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、最確条件の除熱特性を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力上昇が速くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が早くなることを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 解析条件で設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は実際の代替格納容器スプレイ流量よりも小さく設定しているため、最確条件とした場合には、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅く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>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 蓄圧タンクの保持圧力の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、解析上は保守側（対策の実施が遅くなる側）に10分の操作遅れを考慮しているが、実際には中央制御室での操作である。このため、開始が早まる方向の不確かさが存在するが、感度解析の結果より、評価項目に対して影響は小さいことを確認した。また、影響を与えると考えられる炉心崩壊熱等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも評価項目に対して影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、玄海3号炉及び4号炉では、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性は標準値、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから、溶融炉心の持つエネルギーが減少することにより、炉心溶融時間が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次系圧力は低くなる。このため、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p>	<p>② 蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最悪条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力より高いため、1次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の1次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力を最悪条件（4.4MPa[gage]）とした場合の感度解析を実施した。その結果、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始後の1次系圧力が若干高く推移するものの、一方で炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損時間が遅くなる。その結果、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.4MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]を下回るため、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>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるが、原子炉容器破損時点の1次系圧力には影響しないため、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>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 解析条件で設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は実際の代替格納容器スプレイ流量よりも小さく設定しているため、設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 炉心溶融開始から 10 分後を起点とする加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなり事象進展に影響を与えることが考えられることから、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始を 10 分早くした場合の感度解析を実施したが、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を 10 分早く開始した場合でも、1 次系圧力挙動については、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することにより圧力ピークが生じるまでの 1 次系減圧挙動は変わらない。一方、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧のタイミングを早めたことで、炉心崩壊熱が約 1% 高い状態で事象が進展するものの、原子炉容器破損時点の 1 次系圧力は 2.0MPa[gage] を下回るため、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>

(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（玄海3・4号炉）
<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。 (HPME/DCH の場合)</p> <p>① 加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響として、操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開放操作の開始を遅くした場合の感度解析を実施し、操作時間余裕として炉心溶融開始から少なくとも 20 分程度は確保できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の開始を 10 分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉容器破損時点の 1 次系圧力は約 1.9MPa[gage] であり、2.0MPa[gage] を下回っている。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から 20 分程度は確保できることを確認した。</p> <p>また、加圧器逃がし弁の開操作を確実にするための措置として、加圧器逃がし弁の開操作失敗時の機能回復のために、全交流動力電源喪失に備えて窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）、常設直流電源系喪失に備えて可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を新たに整備すること、さらに、加圧器逃がし弁の開操作をより確実なものとするため、炉心出口温度が 350℃ になった場合には格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）を監視する専属の運転員を配置することを確認した</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（玄海3・4号炉）
<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>(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、「格納容器過温破損」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「格納容器過温破損」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「格納容器過温破損」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「格納容器過温破損」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（玄海3・4号炉）
<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、安定停止状態に向けた対策、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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧が高圧溶融物放出/格納容器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「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、当該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（d）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（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）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、1次系強制減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「格納容器過温破損」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>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」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、上記の確認及び判断により、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	3.3-5
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.3-10
(1) 有効性評価の方法	3.3-10
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.3-12
(3) 有効性評価の結果	3.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.3-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.3-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.3-22
b. 操作条件	3.3-23
(3) 操作時間余裕の把握	3.3-24
4. 必要な要員及び資源の評価	3.3-25
5. 結論	3.3-26

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：原子炉圧力容器外の熔融燃料—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（玄海3・4号炉）														
<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熔融燃料—冷却材相互作用（FCI）」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の6つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ AEI ・ AEW ・ SEI ・ SLI ・ SLW ・ SEW <p>（追補 2. I 第 2-7 表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1113 865 2050 1024"> <tr> <td rowspan="6" style="text-align: center;">原子炉圧力容器外の 熔融燃料—冷却材相互作用</td> <td rowspan="6" style="text-align: center;">7.8E-09</td> <td style="text-align: center;">AEI</td> <td style="text-align: center;">78.4%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">AEW</td> <td style="text-align: center;">16.2%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SEI</td> <td style="text-align: center;">4.5%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SLI</td> <td style="text-align: center;">0.5%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SLW</td> <td style="text-align: center;">0.4%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SEW</td> <td style="text-align: center;"><0.1%</td> </tr> </table>	原子炉圧力容器外の 熔融燃料—冷却材相互作用	7.8E-09	AEI	78.4%	AEW	16.2%	SEI	4.5%	SLI	0.5%	SLW	0.4%	SEW	<0.1%
原子炉圧力容器外の 熔融燃料—冷却材相互作用	7.8E-09			AEI	78.4%										
				AEW	16.2%										
				SEI	4.5%										
				SLI	0.5%										
				SLW	0.4%										
		SEW	<0.1%												

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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

(2) 格納容器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（玄海3・4号炉）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>(注) 実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があることから、その影響を評価する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 上記の有効性評価ガイドを踏まえ、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の FCI」は、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過圧破損において確認した。」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、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS 注水機能や格納容器スプレイ再循環機能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冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、その時に、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊されることにより、原子炉格納容器の破損に至る」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>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>「溶融燃料-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及び JASMIN ードを用いた格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる」</p> <p>また、「追補 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、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。このうち、KROTOS については、外乱を与えて液-液直接接触を生じやすくしていることを確認した。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を確認した。TROI については、溶融物の過熱度を高く設定し、溶融物を冷却材中で表面固化しにくくさせることで、液-液直接接触の可能性を高めていることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような、外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される過熱度は実験条件よりも低いことを確認した。加えて、JASMIN ードを用いた水蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液-液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1~1m の一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していること、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを確認した。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及び JASMIN ードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いとする根拠を示していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要があることを確認した。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、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する機能を挙げていることを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「格納容過圧破損」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（玄海3・4号炉）
<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) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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>代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気</u>の減温・減圧を実施する。このため、<u>常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。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「格納容器過圧破損」と同一である。</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 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定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>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）</p> <p>② 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>③ PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）</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内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>（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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>5)本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>（i）個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成することから事象が厳しくなる。このため、流量の大きな格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、流量の小さい代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを想定するため、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>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、溶融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生観点から、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いこと、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器の冷却がないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。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破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」であるが、事象進展を早める観点から条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、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により、格納容器スプレイによる注水は想定せずに、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。これは、代替格納容器スプレイは格納容器スプレイよりも開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティの冷却材のサブクール度が小さくなり、事象を厳しく評価することになることを確認した。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、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。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理由については①のとおり。</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は以下の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： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 区画間・区画内の流動 ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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間や区画内の冷却材の流動、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容器外のFCI等を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 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操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>a. 現象の概要 溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>（注）実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があるので、その影響を評価する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと確認する。</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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 外部電源喪失（と非常用所内交流動力電源の喪失）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を評価するにあたっては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成することから事象が厳しくなる。このため、流量の大きな格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、流量の小さい常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを想定するため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>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</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 炉心損傷を検知してから30分後より、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を開始することとしており、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮していることを確認</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、原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径、エントレインメント係数及び溶融炉心と水の伝熱面積を挙げ、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認した。詳細は、2)機器条件で確認する。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 補助給水系の流量や起動遅れ等の条件を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有圧力、保持圧力を確認。 ・ アンユラス空気浄化設備の起動遅れを確認。 	<p>(i) 機器条件として、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。上記のとおり、本評価事故シーケンスの機器条件は「格納容器過圧破損」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 「第7.2.3.1表 主要解析条件（原子炉容器圧力容器外での熔融燃料-冷却材相互作用）」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>原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径</u>：原子炉容器の複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定するため、計装用案内管の径と同等とする。</p> <p><u>エントレインメント係数</u>：原子炉容器外の熔融燃料-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最確値である、Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p><u>熔融炉心と水の伝熱面積</u>：原子炉容器外の熔融燃料-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最確値に基づき、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出した値とする。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、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（玄海3・4号炉）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が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、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評 (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱 的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失 しないこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 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 起回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。 (FCIの場合) 対策の効果： ・ 原子炉格納容器圧力 ※ CV 過圧破損、MCCI に関する評価項目は、CV 過圧破損、MCCI で確 認する。</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>(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「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>① 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 「格納容器過圧破損」と同一である。 ③ 「格納容器過圧破損」と同一である。 ④ 第7.2.1.1.11 図、第7.2.1.1.12 図より、代替格納容器スプレイにより溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉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・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「格納容器過圧破損」と同一である。</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。 (FCIの場合) ① 原子炉格納容器内圧力 ※ CV 過圧破損、MCCI に関する評価項目は、CV 過圧破損、MCCI で確 認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>事象発生後、約1.4時間後には原子炉容器破損に至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器圧力・温度が上昇するが、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気減温・減圧及び原子炉格納容器自由体積の大きさもあいまって、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約0.343MPa[gage]、約133°Cに抑えられる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.1.1.11 図、代替格納容器スプレイにより原子炉容器が破損した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇が緩和されており、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力は約0.444MPa[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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却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>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約48時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」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 第7.2.1.1.9図、第7.2.1.1.10図にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向に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

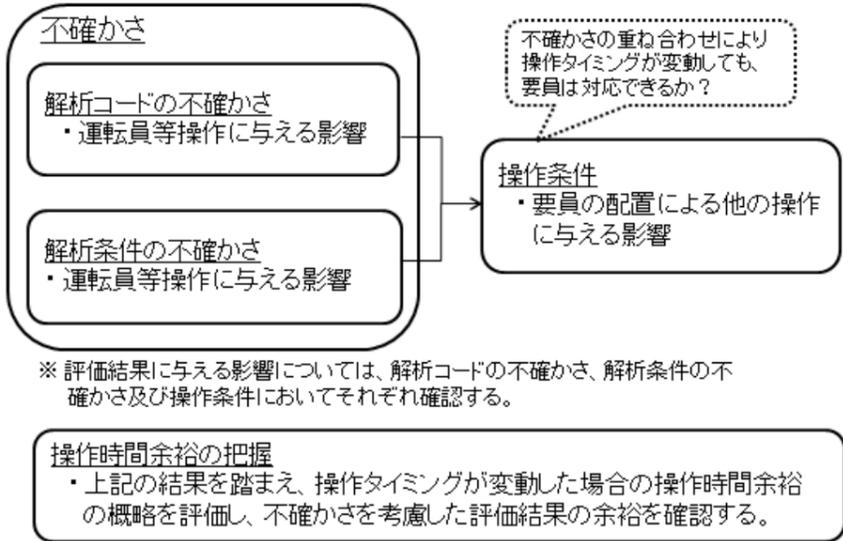
確認内容の概要：

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無いことを確認する必要がある。

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、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。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目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、炉心溶融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、事象発生後24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後60分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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) <u>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。</u></p> <p>① 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉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容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心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は、炉心溶融開始時間が早くなるため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) <u>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。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</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>原子炉容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧カスパイクへの影響因子として、原子炉下部キャビティ水深、破損口径、デブリ粒子の径及びエントレインメント係数を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析を実施した。</u> <u>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を確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</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> <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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した</p> <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、原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。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。また、「追補 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、原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、本評価事故シーケンスをベースとする感度解析を行い、これらのパラメータは、原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクに対する感度が小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.3.2 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（原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）」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（玄海3・4号炉）
<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>(FCIの場合（CV過圧破損の場合と同一））</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</p>	<p>(i) 解析条件の不確かさの影響について、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>④ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>⑦ 「格納容器過圧破損」と同一である。</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>(FCIの場合（CV過圧破損の場合と同一））</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。 ④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。 ⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。 ⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。 ⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認	

(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（玄海3・4号炉）
1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響 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。 (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。 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。 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。 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。 ※ 上記の項目はCV過圧破損で確認しており、ここでは確認不要	(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、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。
2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価 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。	※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。

(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（玄海3・4号炉）
<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>(FCIの場合(CV過圧破損の場合と同一))</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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（玄海3・4号炉）
<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>※ 格納容器破損モード「CV 過圧破損」で確認しており、ここでは確認不要</p>	<p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シーケンスへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」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「CV 過圧破損」で確認しており、ここでは確認不要</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」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（玄海3・4号炉）
<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、安定停止状態に向けた対策、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、規制委員会は、格納容器破損防止対策として申請者が計画している代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧が、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 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」において、代替格納容器スプレイ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（余熱除去系及び格納容器スプレイ系等）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、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「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 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」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、上記の確認及び判断により、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. 格納容器防止対策の有効性評価	3.4-11
(1) 有効性評価の方法	3.4-11
(2) 有効性評価の条件	3.4-13
(3) 有効性評価の結果	3.4-18
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.4-21
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.4-23
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.4-25
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.4-25
b. 操作条件	3.4-26
(3) 操作時間余裕の把握	3.4-27
4. 必要な要員及び資源の評価	3.4-28
5. 結論	3.4-29

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項 (格納容器破損防止対策の有効性評価：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 (玄海3・4号炉)																																																																																																																						
<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」におけるプラント損傷状態 (PDS) は以下の11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>TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、TEW、SEW、AEW、SLW、AED</p> <p>(追補2. I (第2.7表 評価対象とするPDSの選定) 抜粋)</p> <table border="1" data-bbox="1121 604 1846 1627"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>破損モード別 CFF (／年)</th> <th>該当する PDS</th> <th>破損モード内CFFに対する割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)</td> <td rowspan="7">2.0E-04</td> <td>SED</td> <td>99.6%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>0.3%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)</td> <td rowspan="7">8.4E-06</td> <td>TED</td> <td>76.9%</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>23.1%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">高圧溶融物放出 / 格納容器蒸気直接加熱</td> <td rowspan="7">2.0E-06</td> <td>SED</td> <td>97.6%</td> </tr> <tr> <td>TEI</td> <td>1.4%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>1.0%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td rowspan="7">7.8E-09</td> <td>AEI</td> <td>78.4%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>16.2%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>4.5%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>0.6%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.4%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEI</td> <td>82.7%</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">水素燃焼</td> <td rowspan="7">8.8E-09</td> <td>AEI</td> <td>6.7%</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>6.6%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>2.0%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>1.7%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>0.2%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触 (シールドタック)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td rowspan="7">1.5E-06</td> <td>TEI</td> <td>47.6%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>37.1%</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>14.8%</td> </tr> <tr> <td>AEI</td> <td>0.4%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td><0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td><0.1%</td> </tr> </tbody> </table> <p>ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しく考えられる</p>	格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／年)	該当する PDS	破損モード内CFFに対する割合	蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.0E-04	SED	99.6%	TED	0.3%	SLW	0.1%	AEW	0.1%	TEW	<0.1%	SEW	<0.1%	AED	<0.1%	蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	8.4E-06	TED	76.9%	SED	23.1%	SLW	<0.1%	AEW	<0.1%	TEW	<0.1%	SEW	<0.1%	AED	<0.1%	高圧溶融物放出 / 格納容器蒸気直接加熱	2.0E-06	SED	97.6%	TEI	1.4%	TED	1.0%	SEI	<0.1%	TEW	<0.1%	SLW	<0.1%	SEW	<0.1%	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	7.8E-09	AEI	78.4%	AEW	16.2%	SEI	4.5%	SLI	0.6%	SLW	0.4%	SEW	<0.1%	TEI	82.7%	水素燃焼	8.8E-09	AEI	6.7%	SED	6.6%	SEI	2.0%	TED	1.7%	SLI	0.2%	TEW	<0.1%	AEW	<0.1%	SLW	<0.1%	SEW	<0.1%	AED	<0.1%	格納容器直接接触 (シールドタック)	-	-	-	溶融炉心・コンクリート相互作用	1.5E-06	TEI	47.6%	TED	37.1%	SED	14.8%	AEI	0.4%	TEW	0.1%	SEI	<0.1%	AED	<0.1%	SLI	<0.1%	SLW	<0.1%	AEW	<0.1%	SEW	<0.1%
格納容器破損モード	破損モード別 CFF (／年)	該当する PDS	破損モード内CFFに対する割合																																																																																																																				
蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.0E-04	SED	99.6%																																																																																																																				
		TED	0.3%																																																																																																																				
		SLW	0.1%																																																																																																																				
		AEW	0.1%																																																																																																																				
		TEW	<0.1%																																																																																																																				
		SEW	<0.1%																																																																																																																				
		AED	<0.1%																																																																																																																				
蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	8.4E-06	TED	76.9%																																																																																																																				
		SED	23.1%																																																																																																																				
		SLW	<0.1%																																																																																																																				
		AEW	<0.1%																																																																																																																				
		TEW	<0.1%																																																																																																																				
		SEW	<0.1%																																																																																																																				
		AED	<0.1%																																																																																																																				
高圧溶融物放出 / 格納容器蒸気直接加熱	2.0E-06	SED	97.6%																																																																																																																				
		TEI	1.4%																																																																																																																				
		TED	1.0%																																																																																																																				
		SEI	<0.1%																																																																																																																				
		TEW	<0.1%																																																																																																																				
		SLW	<0.1%																																																																																																																				
		SEW	<0.1%																																																																																																																				
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	7.8E-09	AEI	78.4%																																																																																																																				
		AEW	16.2%																																																																																																																				
		SEI	4.5%																																																																																																																				
		SLI	0.6%																																																																																																																				
		SLW	0.4%																																																																																																																				
		SEW	<0.1%																																																																																																																				
		TEI	82.7%																																																																																																																				
水素燃焼	8.8E-09	AEI	6.7%																																																																																																																				
		SED	6.6%																																																																																																																				
		SEI	2.0%																																																																																																																				
		TED	1.7%																																																																																																																				
		SLI	0.2%																																																																																																																				
		TEW	<0.1%																																																																																																																				
		AEW	<0.1%																																																																																																																				
SLW	<0.1%																																																																																																																						
SEW	<0.1%																																																																																																																						
AED	<0.1%																																																																																																																						
格納容器直接接触 (シールドタック)	-	-	-																																																																																																																				
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.5E-06	TEI	47.6%																																																																																																																				
		TED	37.1%																																																																																																																				
		SED	14.8%																																																																																																																				
		AEI	0.4%																																																																																																																				
		TEW	0.1%																																																																																																																				
		SEI	<0.1%																																																																																																																				
		AED	<0.1%																																																																																																																				
SLI	<0.1%																																																																																																																						
SLW	<0.1%																																																																																																																						
AEW	<0.1%																																																																																																																						
SEW	<0.1%																																																																																																																						

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(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（玄海3・4号炉）
<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>(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、MCCI、水の放射線分解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</u>ことを確認した。具体的には、「LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、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」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 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、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）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>水素の爆轟を防止するためには、早期に発生する水素及び継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する必要がある。また、MCCI に伴う水素発生に対しては、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある</u>ことを確認した。本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の低減機能、MCCI の抑制機能（原子炉下部キャビティへ注水し、MCCI を抑制することで水素の発生を抑制する）を挙げていること、長期的な対策として、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

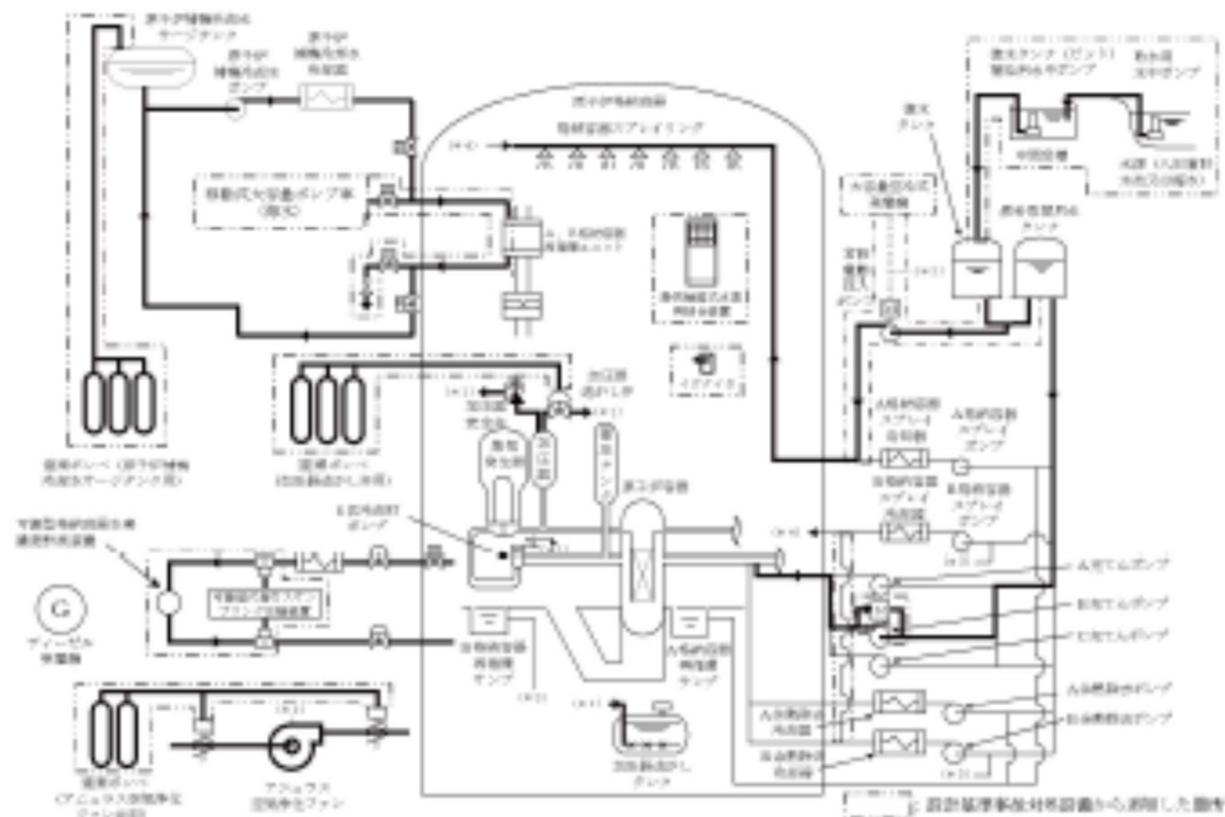
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本格納容器破損モードでは、LOCAの発生や炉心損傷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、「表3.4.1 水素燃焼における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）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、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴がある。その上で、主に炉心損傷時に発生した水素の処理を行う。このため、イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付けることを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「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」で整備されている静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）及びイグナイタによる水素処理・濃度低減や、「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」で整備されている代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水（MCCIを緩和し水素発生を抑制）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が記載されている「第7.2.4.1表 水素燃焼の重大事故等対策について」において、水素濃度の低減に用いる重大事故等対処設備として、PAR、イグナイタとこれらの設備の作動状況を監視する装置が、代替格納容器スプレイで用いる重大事故等対処設備として常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。</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 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、継続的に発生する水素の処理を行う。このため、上記③のイグナイタに加え、PARを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、水素濃度、イグナイタ及びPARの監視を行う。このため、可搬型格納容器水素濃度計測装置、イグナイタ動作監視装置、PAR動作監視装置等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.6 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1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」で整備されている格納容器内自然対流冷却を挙げていること、「表3.4.1 水素燃焼における重大事故等対策について」において、格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、A、B格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能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3.4.10）には、本格納容器破損モードにおける安定状態は、「原子炉格納容器圧力、温度が安定または低下傾向となる状態」としていることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度の監視に係る計装設備を確認。</p> <p>② 水素の処理、濃度低減に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.2.4.1表 水素燃焼の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための計装設備として、格納容器水素濃度等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための計装設備として、PAR 動作監視装置、イグナイタ作動動作監視装置が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器内圧力、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(v) 格納容器スプレイ再循環への切り替えは、原子炉補機冷却水ポンプの追加起動、格納容器スプレイ冷却器への補機冷却水供給、格納容器再循環サンプル水位を確認した上で水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプルへと切り替えることを確認した。本評価事故シーケンスでは水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器スプレイ再循環への切替えを行うとしているが、格納容器破損モード全体における対策としては、熔融炉心冷却のために必要な水量を確保できれば、以降の原子炉格納容器内の冷却については、原子炉補機冷却水系による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱を行うことを確認した。</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、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 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"> ・ 燃料取替用水タンクへの補給操作 ・ 低圧注入回復操作 ・ イグナイタ起動操作※ ・ 可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度測定 ・ 充てん系注水操作 ・ 主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却 ・ 高圧注入回復操作 ・ アニュラス水素濃度測定 <p>※MCCIによる水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待する</p> <p>② 事故進展評価上は期待しないイグナイタによる水素濃度低減については「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」に、アニュラスでの水素濃度監視及びアニュラス排気ファンの起動については「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等」に、燃料取替用水タンクへの水補給操作については「技術的能力 1.13 重大事故等に収束に必要な水の供給手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、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（高圧注入系、低圧注入系の回復操作）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、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」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7.2.4.1表 水素燃焼の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>

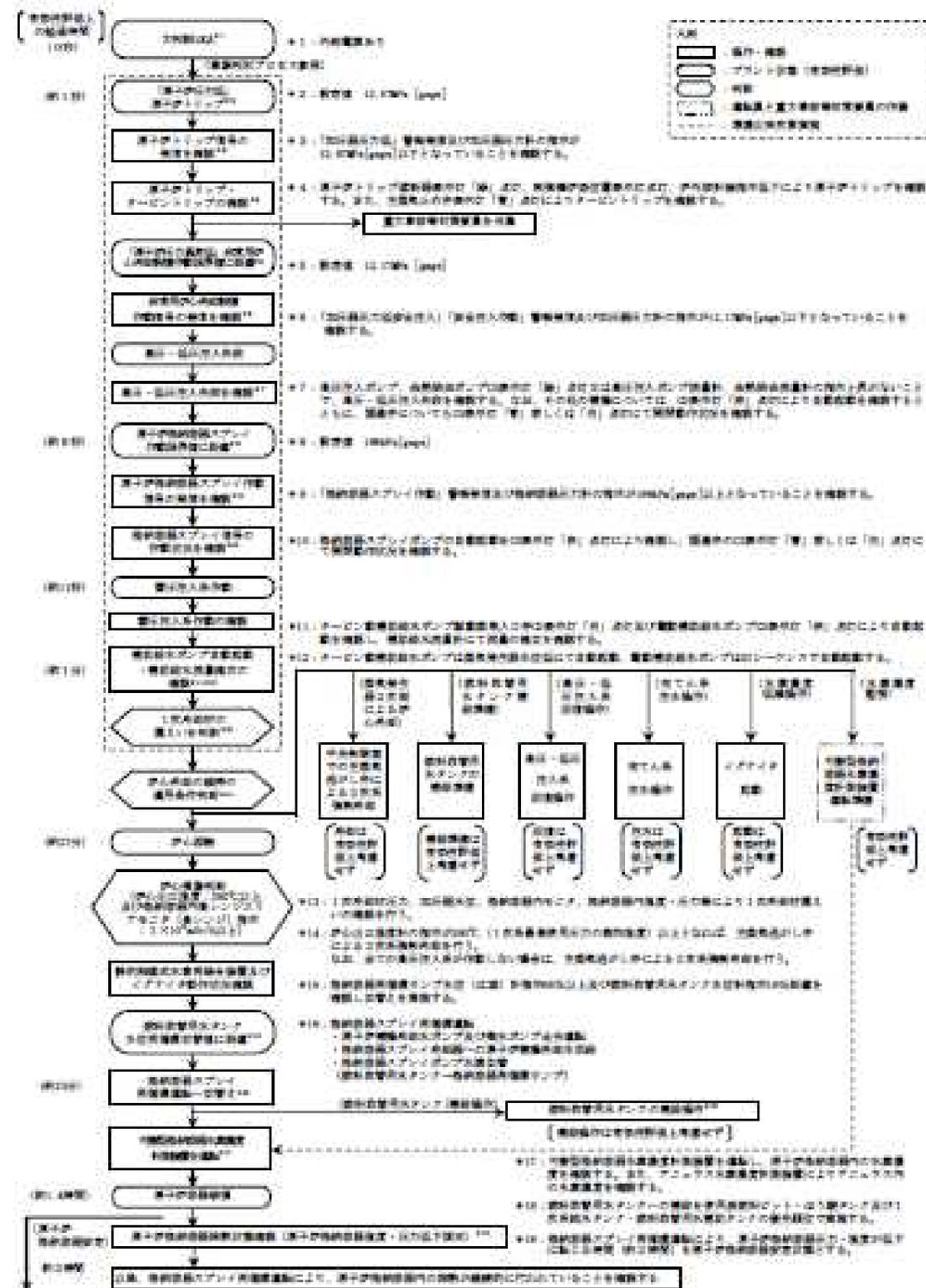
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p> <p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	<p>※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・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>（i）本格格納容器破損モードの重大事故等対策に関する設備としてPARやイグナイタ、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクが示されており、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設備として格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器が示されており、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>※ここで示されている概略系統図は、評価事故シーケンスに関するものである。（格納容器破損モード「水素燃焼」では、格納容器スプレイの代わりに代替格納容器スプレイが、格納容器スプレイの再循環運転の代わりに格納容器内自然対流冷却が該当している。）</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>（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7.2.4.7図「水素燃焼」の事象進展（大破断LOCA時に低圧注水機能及び高圧注入機能が喪失する事故）」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、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ることを確認。</p>	<p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「水素燃焼（大破断LOCA+ECCS注入失敗）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>1次冷却材漏えいを判断</u>：格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器内モニタの変化により判断。</p> <p><u>高圧・低圧注入機能喪失を判断</u>：高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの起動失敗又は高圧注入ポンプ流量計、余熱除去流量計の指示が上昇しないことにより判断。</p> <p><u>炉心損傷の判断</u>：炉心出口温度計指示が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^5mSv/hrにて判断。</p> <p><u>格納容器スプレイ再循環切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>し、再循環切替を実施。 格納容器スプレイ再循環切替：原子炉補機冷却水ポンプの追加起動、格納容器スプレイ冷却器への補機冷却水供給、格納容器再循環サンプル水位を確認した上で水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプルへと切り替える。</p>
<p>5)本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。 (i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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>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>(i) タイムチャートは「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 重大事故等に収束に必要なとなる水の供給手順等」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 1.7 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 重大事故等に収束に必要なとなる水の供給手順等」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。 ③ 主蒸気逃がし弁開放操作や充てん系による代替炉心注水操作、格納容器水素濃度計測装置起動準備等（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。 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。 ⑤ 要員の操作時間については、「1.3(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。

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展
(大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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で選定されたシーケンスは「大破断 LOCA+低圧注入失敗」であるが、余裕時間及び設備容量の観点からより厳しい、高圧注入機能喪失の重畳も考慮した「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」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、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる観点では、破断口径の大きい大破断 LOCA であること、水蒸気が凝縮され水素濃度が相対的に高くなる観点では、格納容器スプレイが作動する状態であることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。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「大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが、事象進展を早める観点から条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加することを確認した。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、選定されたシーケンスは水素燃焼の観点で、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きいことから事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、事象初期に大容量の炉心注入に期待できない低圧注入機能の喪失事象である、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが、これに加え、事象初期の1次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.1 水素燃焼における評価事故シーケンスの選定について」において、選定にあたっての判断根拠の詳細が示されている。</p> <p>参考：PRAでの評価事故シーケンス選定結果</p> <p>(5) 水素燃焼</p> <p>a. 該当する事故シーケンス</p> <p>第2-7表で選定したAEIには、次の事故シーケンスが該当する。</p> <p>① 中破断 LOCA+高圧注入失敗</p> <p>② 中破断 LOCA+高圧再循環失敗</p> <p>③ 大破断 LOCA+低圧注入失敗</p> <p>④ 大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</p> <p>⑤ 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗</p> <p>⑥ 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗</p> <p>b. 選定理由</p> <p>これらの事故シーケンスうち、破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる事故シーケンス（③）を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入失敗の重畳を考慮した「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 選定結果</p> <p>大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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は以下の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>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）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"> ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり ・ 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・ 炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱 ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）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>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 評価に当たり、解析コードを複数使用する場合は、解析コードの役割及び解析コード間の連携が説明されていることを確認。</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容器内の熔融炉心のリロケーション、原子炉容器破損、熔融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の熔融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いる。また、原子炉格納容器内水素濃度評価を行うため、区内や区画間の流動、構造材との熱伝達等の事象を適切に評価することが可能なGOTHICを用いることを確認した。</p> <p>① 「第7.2.4.4図 水素濃度評価の概要」にあるとおり、本評価事故シーケンスの評価を実施するにあたっては、MAAPコードで1次系内の各種事故事象（炉心熔融進展、水素発生、放射性物質放出等）や原子炉格納容器内の放射性物質分布、熔融炉心の挙動等を解析し水素の生成量を求め、その結果を補正した上でGOTHICに引き渡し、GOTHICにおいて格納容器内の水素混合気の水素濃度の挙動やPARによる水素処理挙動等を解析し、格納容器内の圧力・温度や格納容器内の各区画内の各種気体成分の濃度等を評価するものであり、MAAPコード、GOTHICコードの役割及びコード間の連携が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>	

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するものとする。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器の下部の破損後は、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</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) グロープラグ式イグナイタ</p> <p>(b) 触媒式リコンビナ（PAR）</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の不活性化（窒素注入）</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</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>(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 外部電源についてはあるものとする。外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点で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>(水素燃焼の場合)</p> <p>・ 原子炉格納容器自由体積、ヒートシンクの設定の考え方を確認。</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、高温側配管の大破断 LOCA が発生し、安全機能の喪失に対する仮定として、高圧、低圧注入機能が喪失するものとしており、PRA の評価で選定した事故シーケンスに高圧注入機能喪失を重畳させたものとなっていることを確認した。</p> <p>② 「第 7.2.4.2 表 主要解析条件（水素燃焼）」において、初期条件、事故条件について、炉心熱出力や原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、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。原子炉格納容器自由体積については自由体積が小さい方が水素濃度の観点から厳しく、ヒートシンクについては、大きいほうが水蒸気の凝縮の観点から水素濃度が厳しくなることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(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、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して確認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 にしたが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 水素は、原子炉容器内の全ジルコニウム量の 75% が水と反応し発生するものとして確認した。具体的には、水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は、MAAP による評価結果に基づき 75% に補正する。補正する期間は、炉心熔融開始時点から、炉外に流出した熔融炉心が原子炉容器外に落下し、熔融炉心と水が反応することによるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。さらに、水と反応するジルコニウム量の割合として、全炉心内ジルコニウム量の 75% と MAAP による解析結果との差分は、補正期間中一定速度で増加させることを確認した。</p> <p>② 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮して評価結果が基準を満足するかを確認することを確認した。（「3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」にて MCCI による水素の影響を確認）</p> <p>③ 水の放射線分解を評価する際の水素生成に係る G 値として、炉心水については 0.4 分子/100eV、サンプル水については 0.3 分子/100eV とすることを確認した。</p> <p>④ 金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価することを確認した。補足説明資料「添付資料 3.4.5 放射線水分解等による水素生成について」において、有効性評価で考慮する水素発生要因及び生成量評価に用いる G 値の設定根拠が示されている。</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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p>	
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的</p>	<p>(i) 機器条件として、PARI 基当たりの水素処理量は、設備設計値を基に1.2kg/hとし、5基の設置とする。イグナイタは、13基(予備1基)設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。ただし、MCCI による水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待することを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>（水素燃焼の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 PAR、イグナイタの水素処理性能、条件や設置位置等を確認。 （機器条件としてイグナイタの効果に期待する場合は、電源系統等の故障により機能喪失に至らないよう、イグナイタと同様に機能を代替する設計基準事故対処設備が存在しない原子炉格納容器下部注水設備に対する要求事項を踏まえた信頼性向上対策が図られていることを確認） 	<p>① 「表 3.4.2 主要解析条件（水素燃焼）」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、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p><u>格納容器スプレイポンプ</u>：作動台数は2台作動し、最大流量（設計値）で原子炉格納容器内に注水するものとしており、その理由は、原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと、水蒸気の凝縮が促進されるため、相対的な水素濃度の観点から厳しい設定であることを確認した。</p> <p><u>PAR</u>：PAR1基あたりの処理性能については、設計値を基に1.2kg/h（水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]において）とし、設置台数は5基としていることを確認した。</p> <p><u>イグナイタ</u>：事故進展解析においては水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しないことを確認した。一方、MCCIによる水素発生の不確かさを考慮する感度解析においては、イグナイタの効果に期待することを確認した（イグナイタの信頼性向上対策については、解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価にて確認する）</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.5 静的触媒式水素再結合装置の性能評価式の解析コードGOTHICへの適用について」において、PARの性能確認に使用した試験条件と実機条件との比較等から、評価式の適用性についての根拠が示されている。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて喪失を仮定している低圧注入系、高圧注入系については、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[※]による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策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>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2次系強制冷却、充てんポンプによる炉心注水、水素濃度低減（イグナイタ、有効性評価上の事故進展評価では期待していないが実際には行う操作）、格納容器スプレイ再循環切替、アニュラス内水素濃度監視については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p><u>燃料取替用水タンク補給操作（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の運転員（当直員）2名、重大事故等対策要員2名であり、系統構成に20分、ディスタンスピース取替えに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。なお、補給は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>格納容器水素濃度監視（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場の運転員（当直員）2名及び重大事故等対策要員2名であり、現場での系統構成、起動操作に35分、装置等の接続に25分等を想定しており、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。なお、起動は有効性評価上、考慮していない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	② PARは、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理するため、運転員等操作に関する条件はないとしていることを確認した。 ③ 該当する操作条件はない。

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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溶融燃料-冷却材相互作用による熱 的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失 しないこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈に おける評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から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 るかを検証する。</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 起回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>(水素燃焼の場合) 起回事象に関連するパラメータ： ・ 1次系圧力</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉格納容器内の平均水素濃度 ・ 水素濃度（ウエット）・水蒸気濃度 ・ 原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 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7.2.4.13図、第7.2.4.14図及び第7.2.4.15図より、1次系圧力が急低下するとともに原子炉格納容器圧力・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 PARに関連する計装設備（PAR動作監視装置）のトレンド図は無いものの、第7.2.4.11図の原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）は約1.7時間後より低下傾向を示すことから、PARが作動していることを確認した。</p> <p>④ 第7.2.4.11図、第7.2.4.12図より、PARの作動により約1.7時間以降は原子炉格納容器内水素濃度が低下傾向となることから、本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策の効果を確認した。また、炉心損傷直後はLOCAの破断位置（RCS開口部）を含むループ室の水素濃度割合が高く推移するが、格納容器スプレイの攪拌効果により時間経過とともに水素濃度は均一に混合し、局所的に水素濃度が高くなっている区画は無いことを確認した。なお、本評価事故シーケンス（基本ケース）においては、イグナイタの作動には期待していないが、第7.2.4.16図、第7.2.4.17図にあるとおり、イグナイタの効果期待した場合には、炉心損傷直後の水素濃度を低減できることを確認した。（ベースケースの水素濃度のピークは約12.8vol%（ドライ）に対して、イグナイタ作動ケースでは約9vol%（ドライ）となっている）</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について」において、水素混合挙動に関する試験結果等から原子炉格納容器ドーム部の上層部等で水素濃度や温度の成層化が生じる可能性が低いとする根拠が示されている。</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。 (水素燃焼の場合)</p> <p>① 格納容器内水素濃度割合（ドライ換算）</p> <p>・ 原子炉格納容器内の各区画において局所的に水素濃度（ドライ）が13vol%を超える場合は、三元図（水素-空気-水蒸気）により爆轟領域に入らないことを確認</p> <p>・ 上記の結果、爆轟領域に入る場合は、国内外の知見を踏まえ実機の形状等から爆轟の発生の可能性がないことを確認</p> <p>② 原子炉格納容器圧力</p> <p>③ 原子炉格納容器温度</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラント過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇することにより、ジルコニウム-水反応による水素が発生するとともに、約27分後には炉心溶融が開始する。事故発生から約1.4時間後に原子炉容器が破損するに至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約1.5時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通じて原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事故発生約1.6時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.8vol%で減少に転じ、13vol%を下回ることを確認した。また、1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において水素濃度は爆轟領域に達しない。原子炉下部キャビティ区画において、原子炉容器破損時の溶融炉心の落下に伴うジルコニウム-水反応により発生した水素により水素濃度が上昇することで、一時的に爆轟領域に入る。しかしながら、実機では気相部に直接起爆を生ずるようなエネルギー源はないこと、仮に燃焼が生じたとしても原子炉下部キャビティ区画の形状等から爆轟に遷移する可能性はないことから、爆轟発生の可能性はないことを確認し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>た。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.4.11 図にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度（ドライ）の最高値は12.8vol%であり、評価期間を通じて13vol%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>第7.2.4.12 図にあるとおり、1次冷却材配管の破断区画においては、過渡的に高水素濃度となっているが、局所的な状態で燃焼しても原子炉格納容器が破損するような負荷はかからないこと、原子炉格納容器内で水素燃焼が生じる際の現実的な条件である水蒸気雰囲気下（水蒸気-空気-水素）において爆轟領域には達していないことを確認した。</p> <p>原子炉下部キャビティ区画においては、原子炉下部キャビティ水中への溶融炉心の落下に伴うジルコニウム-水反応による水素発生により水素濃度が上昇することで、水蒸気雰囲気下（水蒸気-空気-水素）において一時的に爆轟領域に入る。しかしながら、実機では気相部に衝撃波を与えるような強いエネルギー源はないことから、直接起爆による爆轟は発生しないこと、また、国内外における知見（（財）原子力発電技術機構の大規模燃焼試験、NUPEC/米国原子力規制委員会（U.S. NRC）/ブルックヘブン国立研究所（BNL）の高温燃焼試験）及びロシアのクルチャトフ研究所のRUT試験による爆轟発生メカニズムを踏まえると、原子炉下部キャビティ区画は、配管やダクトのような細長い形状ではないこと、片端又は両端が閉ざされていないこと、火炎が加速するための十分な助走距離がないこと及び火炎の乱れを発生させるような障害物がないことから、仮に燃焼が生じたとしても火炎が加速され爆轟に遷移する可能性はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.2 解析コードGOTHICにおける水素濃度分布について」において、破断口区画及び原子炉下部キャビティ区画の三元図が示されており、破断口区画においては、一時的に水素濃度が高くなるものの、水蒸気雰囲気においては爆轟領域には達していないが、原子炉下部キャビティ区画においては一時的に爆轟領域に達していることを示している。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.9 AICC 評価について」において、仮に全炉心内ジルコニウム量の75%から発生した水素が燃焼した場合でも格納容器圧力は最高使用圧力の2倍を超えないことが示されている。</p> <p>② 第7.2.4.13 図にあるとおり、原子炉格納容器圧力は破断LOCAにより約0.3MPa [gage] まで上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、評価期間を通じて、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa [gage]）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 第7.2.4.14 図にあるとおり、原子炉格納容器温度は破断LOCAにより約133℃まで上昇（MAAPは破断LOCA時の事象初期への適用性が低いため、既往のDBA評価結果を参照）するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、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>(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(f)を満足している</u>ことを確認した。具体的には、第7.2.4.11 図にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度（ドライ）の最高値は12.8vol%であり、評価期間を通じて13vol%を下回っていること、また、第7.2.4.12 図にあるとおり、1次冷却材配管の破断区画においては、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短く水蒸気雰囲気下において爆轟領域には達しないこと、さらに、原子炉下部キャビティ区画においては、原子炉容器破損時の溶融炉心の落下に伴うジルコニウム-水反応により発生した水素により水素濃度が上昇することで、一時的に爆轟領域に入るが、実機では気相部に直接起爆を生ずるようなエネルギー源はないこと、仮に燃焼が生じたとしても原子炉下部キャビティ区画の形状等から爆轟に遷移する可能性はないことから、爆轟発生の可能性はないことを確認した。このことから、原子炉格納容器が破損する可能性のある爆轟を防止でき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 解析コードGOTHICにおける水素濃度分布について」において、破断口区画の三元図が示されており、破断口区画においては、一時的に水素濃度が高くなるものの、水蒸気雰囲気においては爆轟領域には達していないことが示されている。</p> <p>原子炉下部キャビティ区画においては、一時的に爆轟領域に入るものの実機では気相部に直接起爆を生ずるようなエネルギー源はないこと、仮に燃焼が生じたとしても原子炉下部キャビティ区画の形状等から爆轟に遷移する可能性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（玄海3・4号炉）
<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 格納容器スプレイの再循環運転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>（水素燃焼の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度の低下傾向が継続していることを確認 	<p>（i）安定停止状態になるまでの評価について、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置したPARの効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、事象発生から25時間時点においても低下傾向が続いている。なお、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、安定して冷却されており、その後も安定状態を維持できることを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.2.4.11図にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度（ドライ）は12.8vol%をピークに低下傾向を示すこと、第7.2.4.13図、第7.2.4.14図にあるとおり、原子炉格納容器圧力・温度は格納容器スプレイの再循環運転によって原子炉格納容器の除熱が確立されていることから低下傾向を維持しており、安定状態まで評価が行われていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

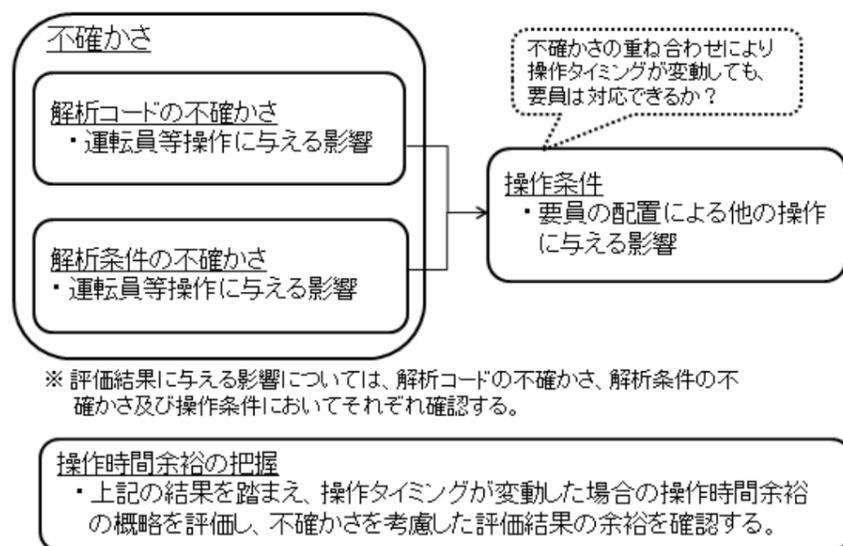
確認内容の概要：

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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ことを確認。</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、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。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目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（基本ケース）は、PARにより、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作が受ける影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である PAR による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</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（熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを含む）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>・重要現象の不確かさを考慮した場合の影響評価における水素対策を確認</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>本格格納容器破損モードの有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量を原子炉容器内の全ジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCI に伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウム量の約6%である。このことを考慮し、炉心内の全ジルコニウム量の75%が水と反応することに加えて、MCCI による水素発生を考慮しても、PAR 及びイグナイタにより水素処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約9.5vol%である。したがって、MCCI に伴い発生する水素発生の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している</u>ことを確認した。解析コードが有する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結果は以下のとおり。</p> <p>MAAP :</p> <p>① MAAP コードが有する重要現象の不確かさとその傾向を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では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まることを確認した。 ・ 原子炉格納容器における水素濃度の不確かさとして、水素発生に関する基本的なモデルは、TMI 事故の再現性が確認されていることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。 ・ 原子炉容器破損、熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まるが、早まる時間はわずかであることを確認した。以上より、解析コード MAAP 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>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について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心ヒートアップに関するモデル（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）や原子炉格納容器

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>における水素濃度、炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさにより事象の進展が早くなるものの、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量が全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器破損、熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、MCCI が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小さいことを確認した。 ・ MCCI に関する種々の不確かさは「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、MCCI の不確かさに係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析を実施しており、熔融炉心の拡がり面積を変更した場合は局所的に熔融炉心が堆積することで水素が発生するが、熔融炉心が冷却されることでコンクリート侵食が停止し、水素発生も停止する。また、MCCI により発生する水素はすべてジルコニウムに起因するものであり、MCCI によるジルコニウムの反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約 6%であり、この水素の追加発生分を考慮しても PAR 及びイグナイタにより水素処理することで、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度（ドライ）は最大約 9.5vol%であり、13vol%を下回るため評価項目に対する影響はないことを確認した。また、MCCI に伴い発生する水素発生の不確かさを考慮した場合、PAR だけではなくイグナイタによる水素処理にも期待することから、イグナイタの信頼性向上策として、イグナイタは 2 系統の電源系統から給電するものとし、2 系統の電源設備はそれぞれ異なる区画に設置することで互いに位置的分散を図り、独立した設計とする方針であることを確認した。 <p>補足説明資料「添付資料 3.4.10 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について」において、MCCI 評価の主要入力データに対する感度解析結果が示されている。</p> <p><u>GOTHIC :</u></p> <ol style="list-style-type: none"> ① GOTHIC コードが有する重要現象の不確かさとその傾向として、原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレイ冷却の不確かさとして、NUPEC 検証解析により影響程度を確認しており、爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はないことを確認した。 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として、第 7.2.4.11 図にあるとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にあり、このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、仮に原子炉格納容器頂部にて水素が成層化した場合も考慮して、「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」において、原子炉格納容器頂部にイグナイタを設置する方針であることを確認している。

(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（玄海3・4号炉）
<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>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である PAR による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② PAR の性能の影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件の中で影響を与えられられる炉心崩壊熱、PAR の性能の変動等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすること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 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる。このため燃料が炉内に存在する時間が長くなることで水-ジルコニウム反応量が多くなり、水素発生量が多くなると考えられるが、水素発生量は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとして補正を行っていることから、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。</p> <p>② PARによる水素処理は、第7.2.4.11図や第7.2.4.17図にあるとおり、イグナイタのように炉心損傷直後の水素濃度のピーク値を低減させるものではなく、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。PARの性能の変動を考慮した場合として、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、PARの効果を期待しなかった場合の原子炉格納容器内の水素濃度は約12.9vol%（ベースケース=12.8vol%）であり、13vol%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小さいことを確認した。また、PARの水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮し、PARが水素濃度5vol%まで起動しないと想定して評価した結果、約1kgの未反応分の水素が発生し、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、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た。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.15 事象初期に全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応した場合のドライ水素濃度について」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度の算出方法について示されている。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することで水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、水素発生量は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとして補正を行っていること、PARの効果を期待しなかった場合の原子炉格納容器内の水素濃度は約12.9vol%であり、13vol%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小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.12 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（水素燃焼）」において、不確かさ評価を検討した解析</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</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>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作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（玄海3・4号炉）
<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>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて52名である。これに対して、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格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、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおいては、外部電源喪失を想定していないが、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</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>(水素燃焼の場合)</p> <p>・ 格納容器スプレイの再循環切替により原子炉格納容器内への注水を継続(燃料取替用水タンクへの水補給は行わない)</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 燃料取替用水タンク(1,960m³)を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンクへの補給は不要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、水源の充足性について、仮に外部電源が喪失して、ディーゼル発電機からの給電を想定した場合には、ディーゼル発電機等の7日間の運転を考慮すると合計約612.5kLの重油が必要となる。これに対して、発電所内の燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能であることを確認した。水源については上記(iii)にあるとおり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器再循環サンプを水源として原子炉格納容器内への注水を継続するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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、安定停止状態に向けた対策、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水素濃度の低減が、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 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において、PAR の設置など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、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。これにより、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（f）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（高圧注入ポンプ等）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、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCI による更なる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、原子炉格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができることを確認した。</p> <p>水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、低下傾向が続くことなどから、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、規制委員会は、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「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 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」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、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

溶融炉心・コンクリート相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.5-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.5-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.5-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.5-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.5-9
(1) 有効性評価の方法	3.5-9
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.5-11
(3) 有効性評価の結果	3.5-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.5-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.5-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.5-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.5-22
b. 操作条件	3.5-24
(3) 操作時間余裕の把握	3.5-25
4. 必要な要員及び資源の評価	3.5-26
5. 結論	3.5-27

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：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

(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（玄海3・4号炉）																								
<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11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"> ・ TEI ・ TED ・ SED ・ TEW ・ AEI ・ SEI ・ AED ・ SLI ・ SLW ・ AEW ・ SEW <p>（追補 2. I 第 2-7 表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1145 1094 1961 1335"> <tr><td rowspan="11">溶融炉心・コンクリート相互作用</td><td rowspan="11">1.5E-06</td><td>TEI</td><td>47.6%</td></tr> <tr><td>TED</td><td>27.1%</td></tr> <tr><td>SED</td><td>14.8%</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>0.4%</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>SEI</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AED</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SLI</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SLW</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>AEW</td><td><0.1%</td></tr> <tr><td>SEW</td><td><0.1%</td></tr> </table>	溶融炉心・コンクリート相互作用	1.5E-06	TEI	47.6%	TED	27.1%	SED	14.8%	AEI	0.4%	TEW	0.1%	SEI	<0.1%	AED	<0.1%	SLI	<0.1%	SLW	<0.1%	AEW	<0.1%	SEW	<0.1%
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.5E-06			TEI	47.6%																				
				TED	27.1%																				
				SED	14.8%																				
				AEI	0.4%																				
				TEW	0.1%																				
				SEI	<0.1%																				
				AED	<0.1%																				
				SLI	<0.1%																				
				SLW	<0.1%																				
				AEW	<0.1%																				
		SEW	<0.1%																						

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(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

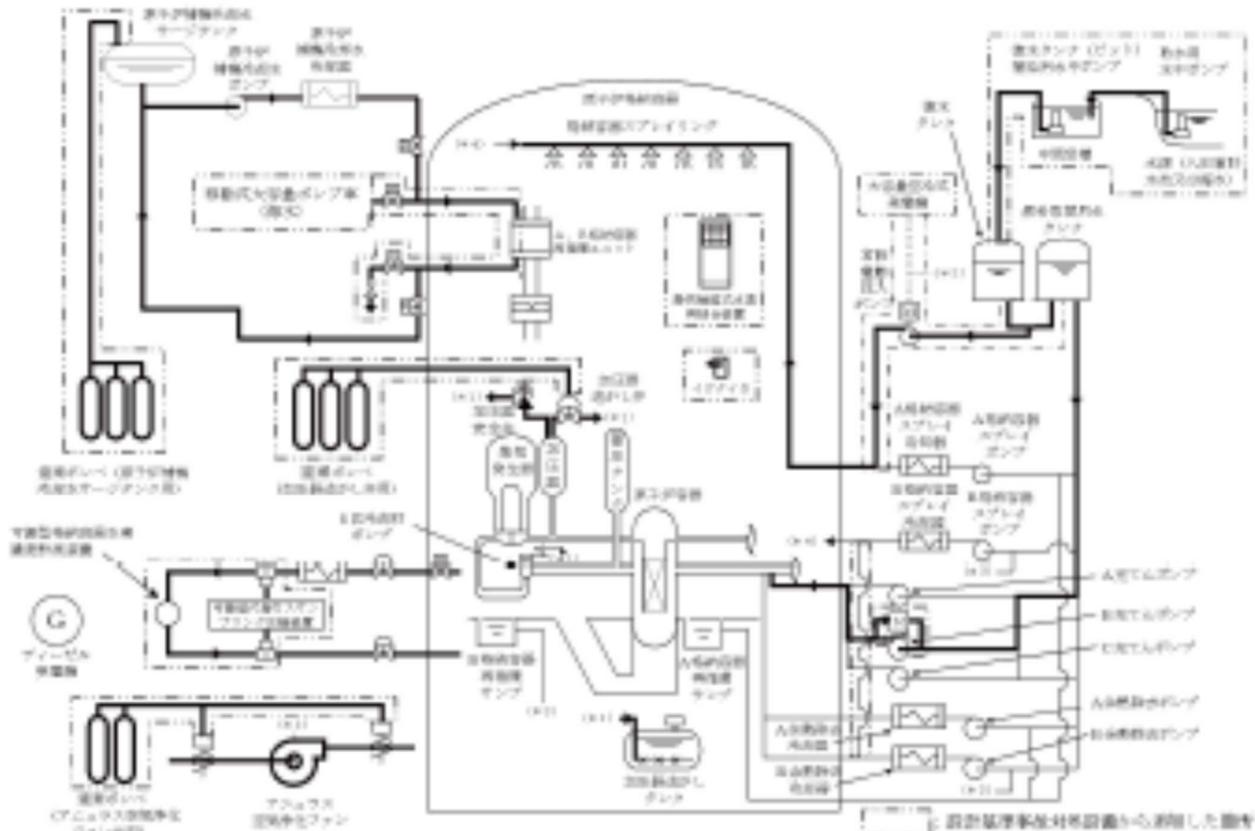
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「MCCI」は、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過圧破損において確認した。」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>原子炉容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心からの崩壊熱や化学反応により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能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、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、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侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 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、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）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>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、原子炉下部キャビティへ注水する</u>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、初期に必要な機能として、原子炉下部キャビティへ注水する機能を挙げていることを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「格納容過圧破損」と同一である。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

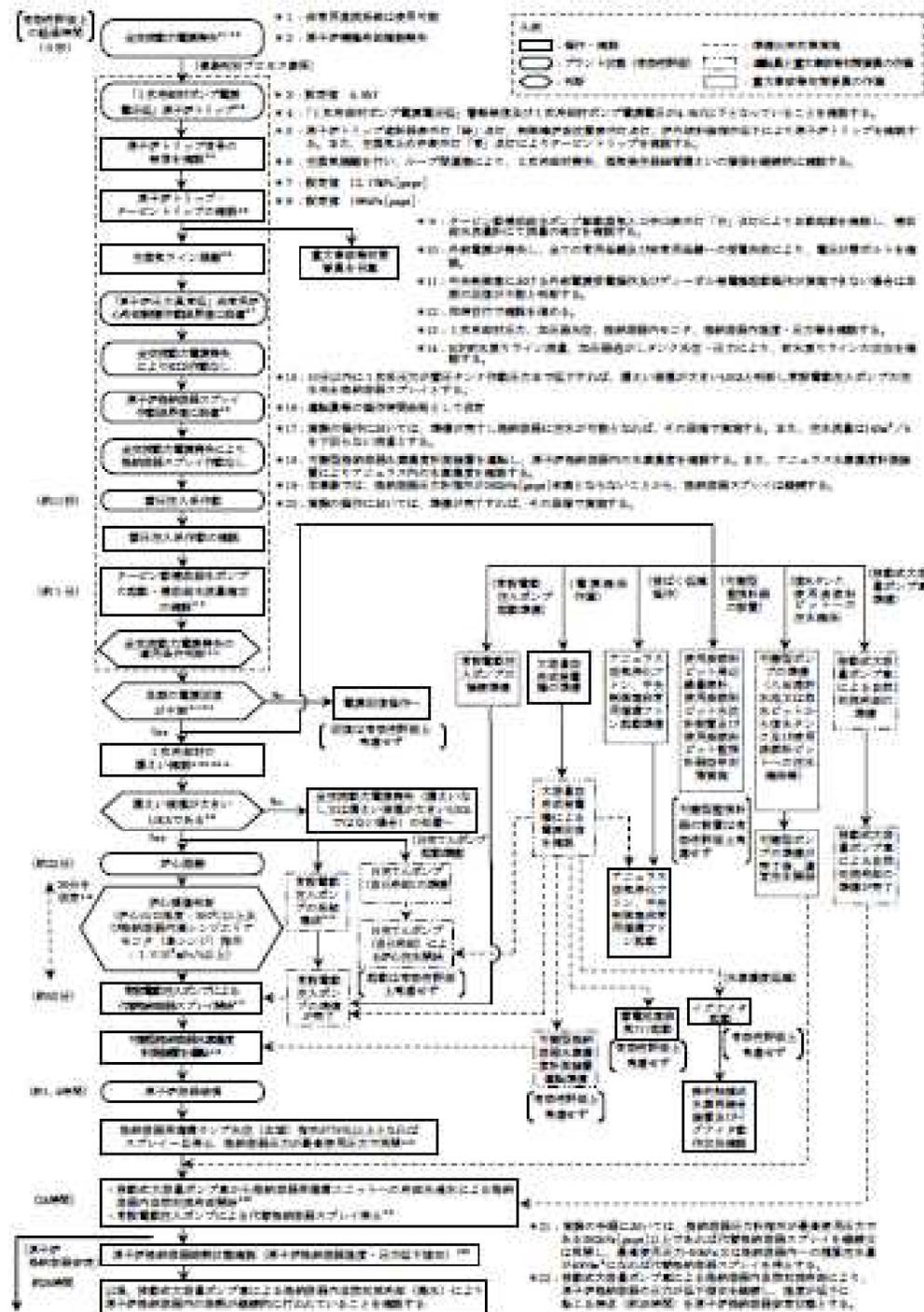
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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>代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として整備するとともに、燃料取替用水タンク、復水タンク等を重大事故等対処設備と位置付ける</u>ことを確認した。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「格納容器過圧破損」と同一である。</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 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定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>(MCCIの場合（CV過圧破損と同一））</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(MCCIの場合（CV過圧破損と同一））</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内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」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。 ※ 「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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないよう</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

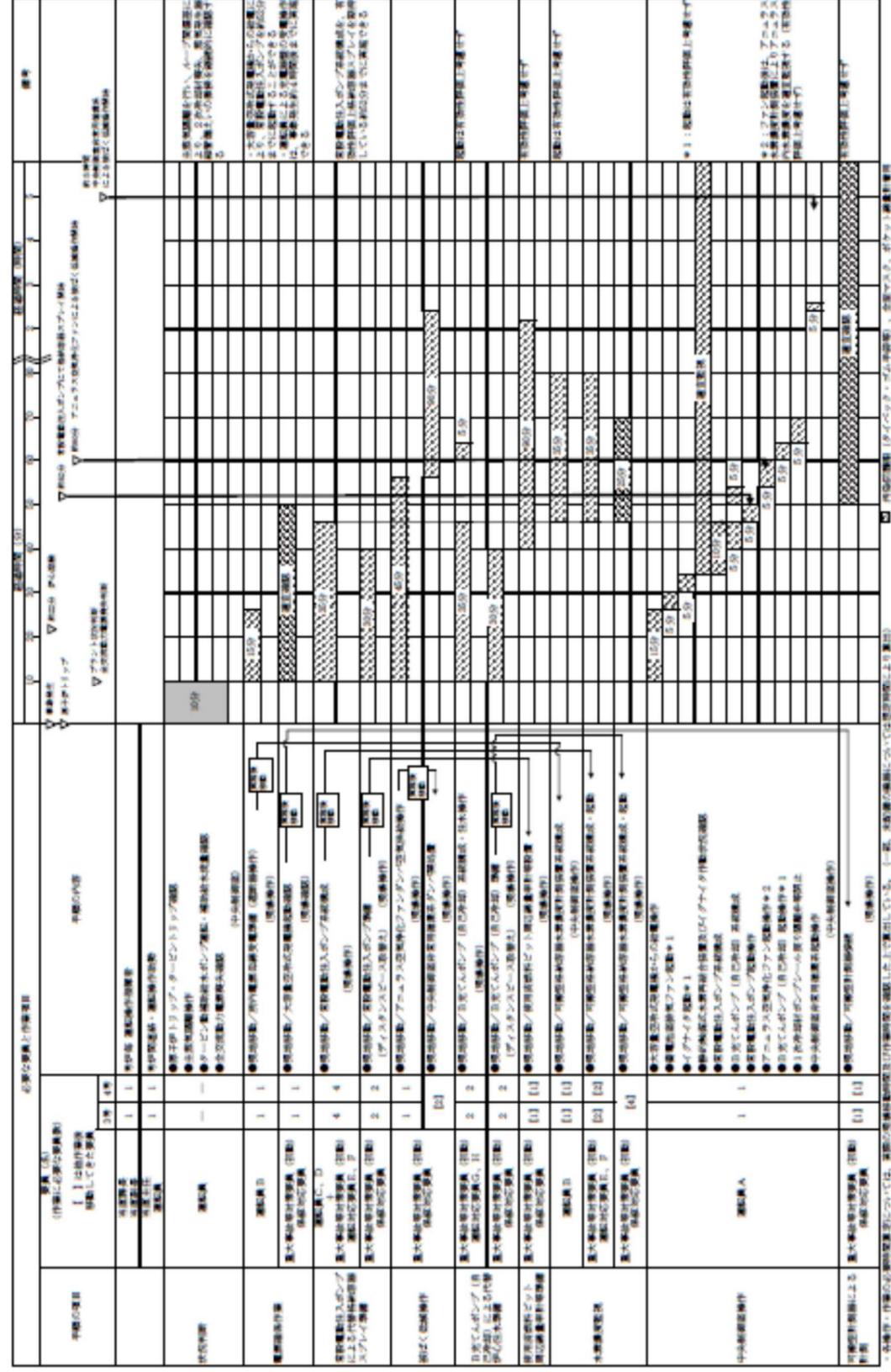
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>に、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</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>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>5) 本格格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>



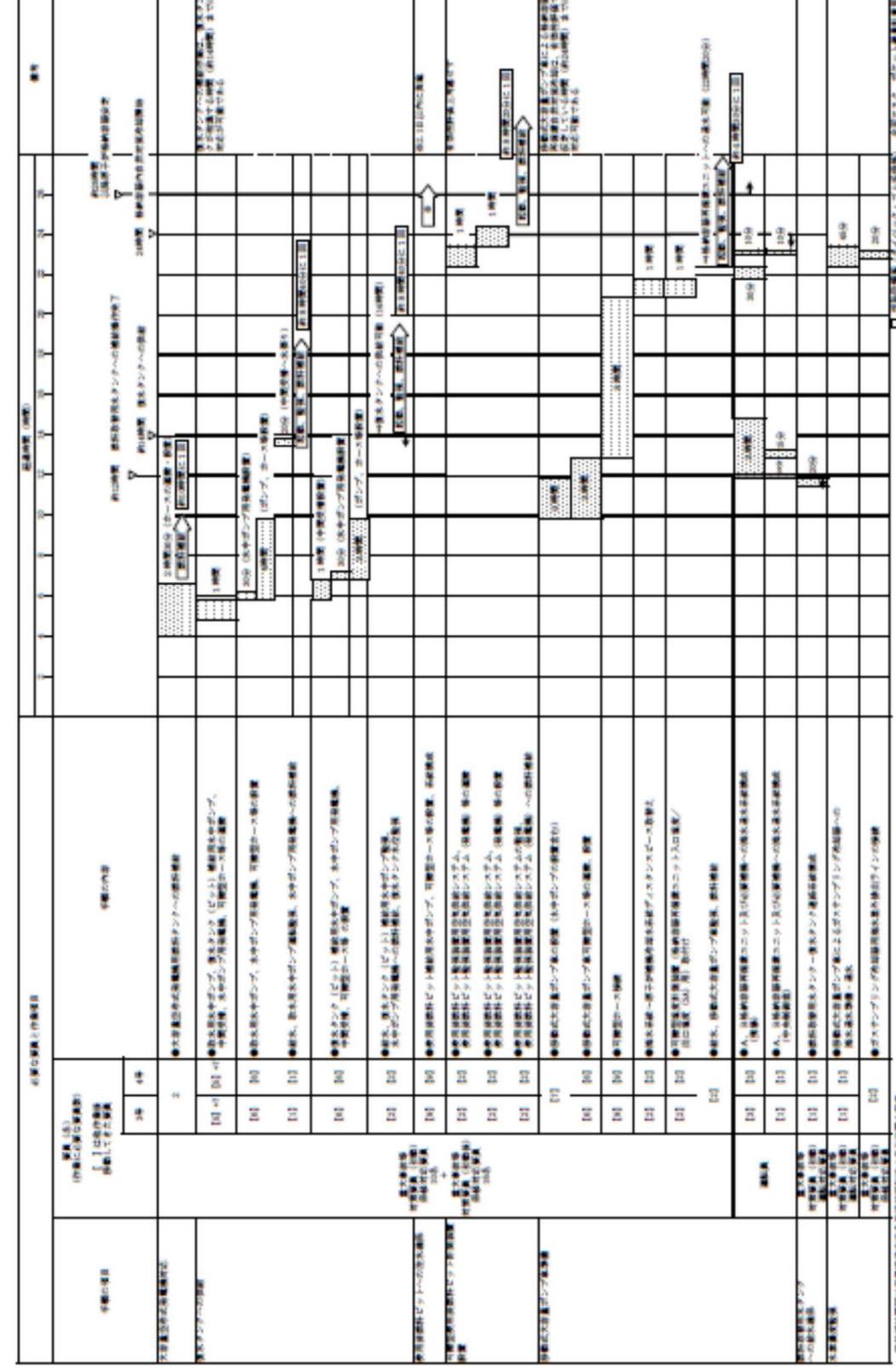
第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.2.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（大破断 LOCA 時に低圧注水機能、高圧注水機能及び格納容器スプレィ注水機能が喪失する事故）



第7.2.1.1.3 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の作業と所要時間 (1/2)
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)



第7.2.1.1.3 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の作業と所要時間 (2/2)
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」であるが、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却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>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断 LOCA 時にはより早期に原子炉容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。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破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが、代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて、より厳しい条件とする観点から、代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。さらに、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。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、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、事象進展が速くなり、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を想定した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。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理由については①のとおり。</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は以下の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： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 区画間・区画内の流動 ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 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操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>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>(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を評価するにあたっては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却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</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮することを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</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>(MCCI の場合)</p> <p>① 落下する熔融炉心の量は、部分的に原子炉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。熔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 熔融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 第7.2.1.11図にあるとおり、熔融炉心の原子炉下部キャビティへの落下は、事象発生後1.4時間の原子炉容器破損から熔融燃料の流出が停止する事象発生約2.6時間後までの間で断続的に生じており、熔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した。また、約2.6時間後までに熔融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下することを確認した。</p> <p>② 炉心損傷を検知してから30分後より、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ注水を開始することとしており、熔融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(MCCI の場合（CV 過圧破損と同一））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイ流量を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数、流量等の設定を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持保有圧力、保有水量の設定とその考え方を確認。 ・ PAR、イグナイタの解析上の取り扱いを確認。 <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>(i) 機器条件として、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、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（玄海3・4号炉）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が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、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （i）溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回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>(MCCI の場合) 起回事象に関連するパラメータ： ・ 1次系圧力 対策の効果： ・ 原子炉下部キャビティ室水量 ・ ベースマット侵食深さの推移 ・ 原子炉下部キャビティ床面からの水位</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>(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「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>① 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 「格納容器過圧破損」と同一である。 ③ 「格納容器過圧破損」と同一である。 ④ 第7.2.5.1図、第7.2.5.2図より、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.1m確保されており、これにより溶融炉心は冷却されベースマットには有意な侵食が発生していないことから、MCCIを緩和でき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「格納容器過圧破損」と同一である。 補足説明資料「添付資料3.5.1格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について」において、「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+CVスプレイ失敗」及び「SBO+補助給水機能喪失」の場合について、原子炉格納容器内水量及び原子炉キャビティ床面からの水位の推移が示されている。</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。 (MCCI の場合)</p> <p>① ベースマット侵食深さの推移 ※ CV過圧破損、FCIに関する評価項目は、CV過圧破損、FCIで確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>炉心溶融開始30分後（事象発生の約52分後）に常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへの注水を開始する。これにより、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（事象発生の約1.4時間後）において約1.1mの原子炉下部キャビティ水位が確保され、溶融炉心の崩壊熱は除去される。コンクリートの侵食は約5mmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない</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7.2.5.1図、第7.2.5.2図より、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.1m確保されていること、これにより溶融炉心は冷却されベースマットには有意な侵食が発生していないことから、MCCIを緩和でき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（玄海3・4号炉）
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(i)を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却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>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同じ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 図3.1.1.9、図3.1.1.10にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向に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

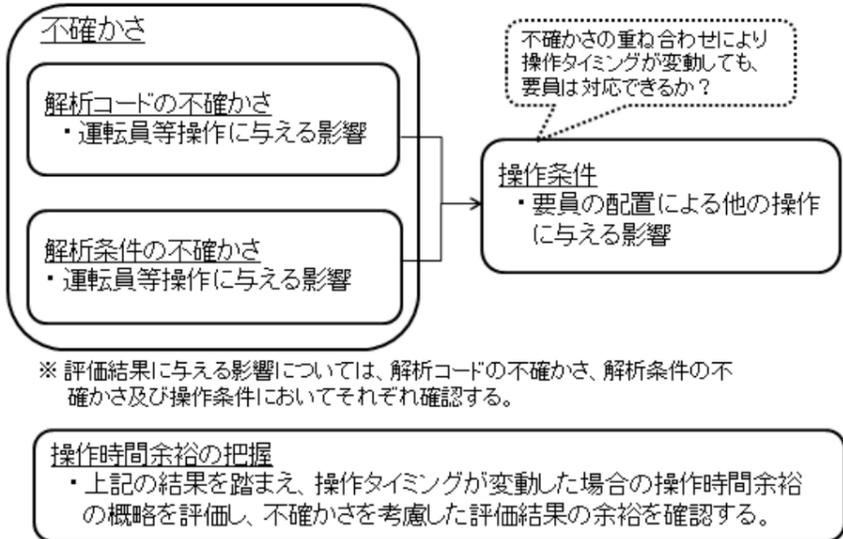
確認内容の概要：

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無いことを確認する必要がある。

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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ことを確認。</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、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。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目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、炉心溶融開始を起点に操作を行う電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、事象発生後24時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後60分後に操作を行うアニユラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニユラス空気浄化ファンの起動であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動は、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるため、不確かさ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リロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉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容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、約16cm のコンクリート侵食が発生することを確認した。 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心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は、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p>	<p>(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>溶融炉心とコンクリート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 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により 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く、また、知見も限られることから、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、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との伝熱の不確かさについて感度解析を実施した。</u>その結果、厳しい条件を重畳させた場合でも、コンクリート侵食量は評価項目 (i) に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関連する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故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、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動は、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるため、不確かさは小さいことを

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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。 （プレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり等の不確かさから、溶融炉心が原子炉下部キャビティ室側面のライナプレートと接触する可能性を考慮し、原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響を確認 	<p>確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、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、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉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、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉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容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、約19cmのコンクリート侵食が発生することを確認した。 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 重要現象の不確かさが、評価項目に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさについて、不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定として感度解析を行った。その結果、<u>保守的にライナプレートがないと仮定し、厳しい条件を重畳させた場合でも、床面及び側面のコンクリート侵食量は約16cmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に与える影響はない。</u>なお、溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むと考えられ、また、実験等の知見によれば、側面コンクリートが侵食されて形成されたギャップに水が浸入するため、溶融物の冷却が促進されコンクリート侵食は抑制されることを確認した。具体的には、落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さく（拡がり面積約14.5m²）なるケースでは、床面に約16cmのコンクリート侵食が発生し、また、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いケースで保守的にライナプレートがないと仮定した場合、原子炉下部キャビティ側面に約19cmのコンクリート侵食が生じる結果となった。一方、落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床面に到達し、溶融炉心が原子炉下部キャビティ床全面に拡がるケースでは、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約5mmのコンクリート侵食が発生する結果となった。しかしながら、いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さいことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能への影響はない。 玄海3号炉及び4号炉の原子炉格納容器はPCCVであるため、原子炉下部キャビティ室の側面はライナプレートが露出している。炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの不確かさを踏まえると、溶融炉心が側面ライナプレートに接触する可能性がある。<u>側面のライナプレートに接触して破損した場合でも、基礎コンクリート及び基礎コンクリートと鋼材との付着力を考慮すれば連続した隙間は生じるとは考え難く、また、外部環境まで到達するような長大な割れが生じるとは考え難いこと、仮にリークパスを想定した場合でも、原子炉格納容器からの漏えい量は、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）」におけるCs-137放出量評価で設定した原子炉格納容器漏えい率の保守性に包絡される</u>ことを確認した。このことから、<u>原子炉下部キャビティ室内に落下した溶融炉心が側面ライナプレートに接触したとしても、原子炉格納容器外に通じる貫通リークパスが生じる可能性は小さく、仮に貫通リークパスを想定したとしても、外部への漏えいは有効性評価で設定している漏えい率の保守性に包絡されることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能は確保される</u>ことを確認した。なお、さらなる安全性向上対策として、自主的に原子炉下部キャビティ室内に防護壁を設置し、原子炉下部キャビティ側面ライナプレートと溶融炉心

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>の接触を防止していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.5.2 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（溶融炉心・コンクリート相互作用）」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> <p>補足説明資料「添付資料 3.5.3 原子炉下部キャビティ室への溶融炉心落下後における格納容器の閉じ込め機能について」において、溶融炉心によりライナプレートが破損した場合においても格納容器の閉じ込め機能が損なわれることが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

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（玄海3・4号炉）
<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>運転員等操作</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>(MCCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一））</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p> <p>④ 1 次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認</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炉心崩壊熱、1 次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価を行うことを確認した。なお、伊方 3 号炉は原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器 2 次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。このため炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。また、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 1 次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなることを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなる。これらにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる/速くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>⑦ 解析条件で設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は実際の代替格納容器スプレイ流量よりも小さく設定していることから、最確条件とした場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 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>(MCCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一））</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉容器破損時間が遅くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、溶融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少する</u>ことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。なお、伊方 3 号炉は原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器 2 次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の崩壊熱を考慮した場合には、溶融炉心のエネルギーが減少し、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなるため、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 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ④ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。 ⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。 ⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。 ⑦ 代替格納容器スプレイ流量の影響を確認。 	<ul style="list-style-type: none"> ④ 1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により、事象進展は変動することが考えられるため、1次冷却材高温側配管 全ループ破断のケース、1次冷却材低温側配管 全ループ破断のケース及び原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）の各ケースについて感度解析を実施した。その結果、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時に原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、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。 ⑤ 該当なし。 ⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時間には影響しないため、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。 ⑦ 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際の原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した熔融炉心の冷却が促進される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。

(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（玄海3・4号炉）
<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、本事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はないことを確認した。</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) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>炉心溶融開始から30分後を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉下部キャビティの水位上昇が速くなることから評価項目に対する余裕が大きくなる。一方、1次冷却材の流出流量が多くなることで原子炉容器破損時刻が変動するが、地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合について、事象発生から約49分で代替格納容器スプレイ操作開始する場合の影響を確認しており、Excess LOCAの発生を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、その影響を確認する。</p> <p>移動式大容量ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気再循環設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動に係る不確かさの影響評価については、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で大きな影響はなく、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>

(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（玄海3・4号炉）
<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>(MCCI の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>※ 格納容器内自然対流冷却及びアニュラス排気ファンの起動に係る操作時間余裕については、「格納容器過圧破損」で確認する。</p>	<p>(i) 代替格納容器スプレイの操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始を約10分遅く、事象発生から60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、代替格納容器スプレイ開始が約10分遅くなった場合でも原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は1.0m程度（ベースケースの原子炉下部キャビティ水位は約1.3m）であり、原子炉下部キャビティ水位が十分に存在することから、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(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、「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」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「格納容器過圧破損」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（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="121 321 314 354">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="121 367 593 401">・ 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="121 413 1065 579">・ 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、安定停止状態に向けた対策、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 data-bbox="1110 279 2819 354">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代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1110 367 2819 625">評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティへの注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（i）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮し、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、評価項目（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（高圧注入系、余熱除去系等）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 data-bbox="1110 638 2683 672">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 data-bbox="1110 684 2819 760">「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 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」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 data-bbox="1110 816 2819 892">以上のとおり、上記の確認及び判断により、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>

想定事故 1

1. 想定事故 1 の特徴、燃料損傷防止対策	4. 1-2
(1) 想定する事故	4. 1-2
(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4. 1-3
(3) 燃料損傷防止対策	4. 1-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4. 1-10
(1) 有効性評価の方法	4. 1-10
(2) 有効性評価の条件	4. 1-11
(3) 有効性評価の結果	4. 1-14
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-16
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4. 1-18
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4. 1-19
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4. 1-19
b. 操作条件	4. 1-20
(3) 操作時間余裕の把握	4. 1-20
4. 必要な要員及び資源の評価	4. 1-21
5. 結論	4. 1-22

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故1）

1. 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="142 411 537 443">（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <div data-bbox="142 485 1086 898" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="160 491 632 522">（使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止）</p> <p data-bbox="142 533 1074 657">3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p data-bbox="142 667 329 699">(a) 想定事故1：</p> <p data-bbox="181 709 1074 791">使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> </div> <p data-bbox="121 905 486 936">1. 評価対象の妥当性について</p> <p data-bbox="142 947 1092 1024">1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p data-bbox="1130 411 2902 489">1) 想定する事故は、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により使用済燃料貯蔵槽の水位が蒸発によって低下するものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p>

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事象進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故1の特徴を捉え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>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、本想定事故の特徴：使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が徐々に上昇し、沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至ることを確認した。具体的には、「想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る」ものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行うことを確認した。</p>

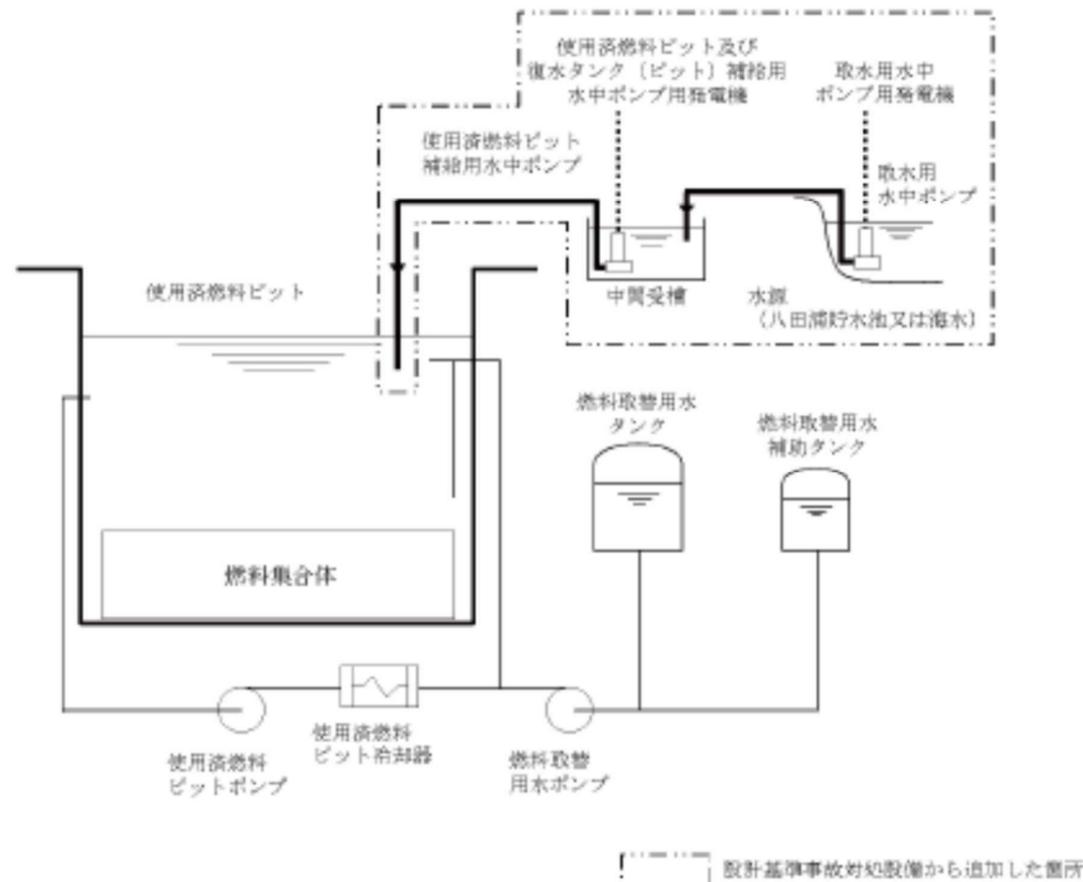
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 想定事故1における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故1における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する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>(i) 想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能喪失を判断する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表4.1.1 想定事故1における重大事故等対策について」において、使用済燃料ピット温度(SA)、使用済燃料ピット水位(SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラ等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故1の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故1の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策として、<u>使用済燃料ピットへの代替注水を行う。このため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、燃料油貯蔵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。また、使用済燃料ピットの状態を監視する。このため、使用済燃料ピット周辺線量率、使用済燃料ピット水位(SA)等を重大事故等対処設備として整備する</u>ことを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料ピットへの代替注水に係る手順については、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、水中ポンプ用発電機への燃料補給に係る手順については、「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段等」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、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、燃料油貯蔵タンク、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7.3.1.1表「想定事故1」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>① 中型ポンプ車による使用済燃料ピット水位への注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1.1表「想定事故1」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に係る計装設備として、使用済燃料ピット温度(SA)、使用済燃料ピット水位(SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラ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停止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>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</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、</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作 ・ 使用済燃料ピット周辺線量率計等設置操作 ・ 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム等設置操作設置操作 ・ 燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作

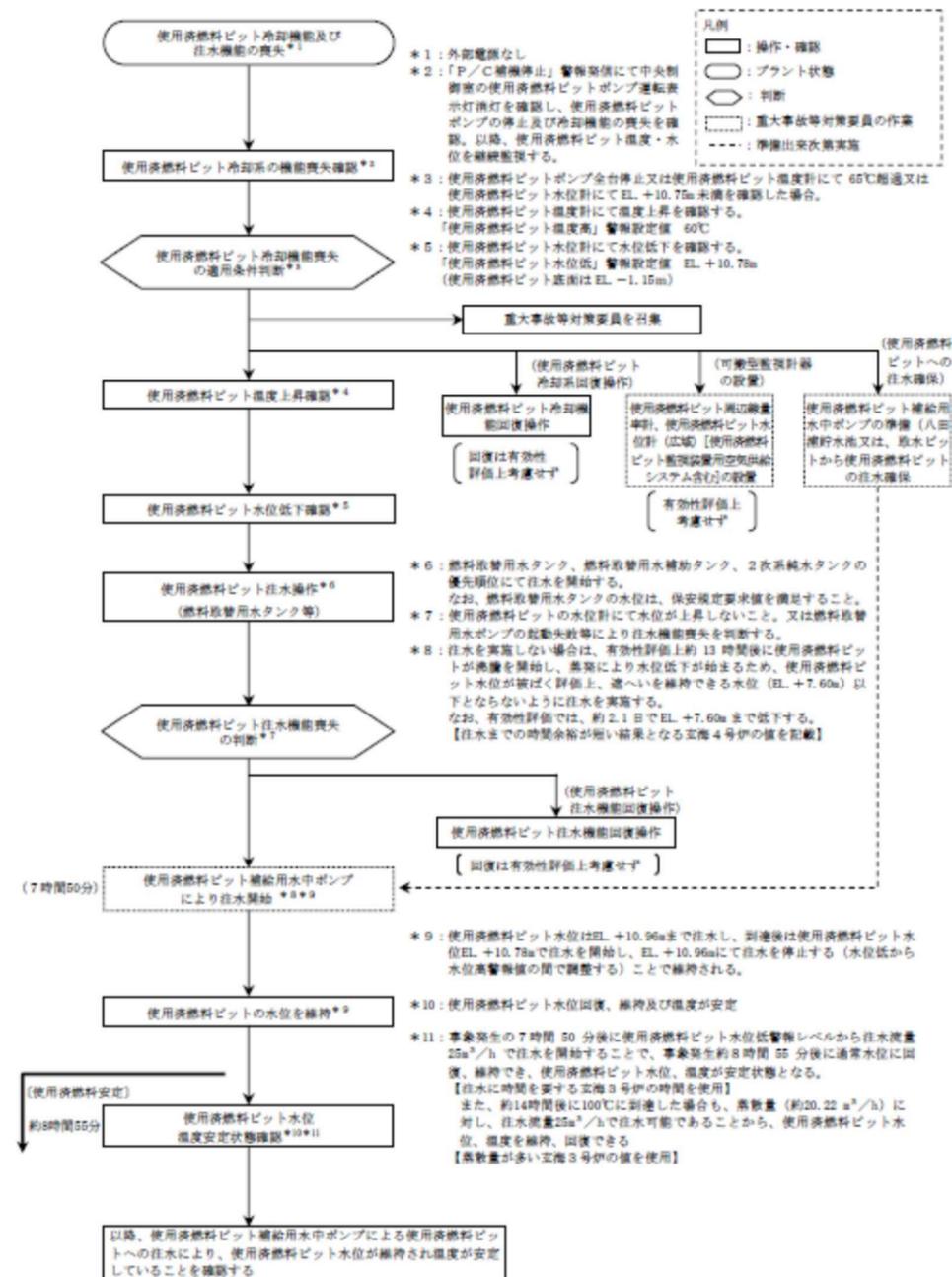
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>・ 使用済燃料ピット注水機能回復操作</p> <p>② 「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、使用済燃料ピット周辺線量率計等設置操作、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム等設置操作設置操作等が整備されていることを確認した。また、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故1における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.1.1表 「想定事故1」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 使用済燃料ピットへの代替注水に関連する設備として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプ、中間受槽及びこれらを接続する配管が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p>	<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7.3.1.2図 「想定事故1」の対応手順の概要(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故の事象進展)」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（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、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>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断</u>:使用済燃料ピットポンプ全台停止又は使用済燃料ピット温度計にて65℃超過又は使用済燃料ピット水位系にてEL+10.75m未満を確認した場合</p> <p><u>使用済燃料ピット水位低下確認</u>:使用済燃料ピット水位計にて水位の低下を確認する。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水機能喪失の判断</u>:使用済燃料ピットの水位計にて水位が上昇しないこと、または、燃料取替用水ポンプの起動失敗等により注水機能喪失を判断する。</p> <p>補足説明資料(添付資料4.1.3 安定状態について)において、想定事故1の安定状態は、「使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を使った注水により使用済燃料ピット水位が回復、維持され、温度が安定した時点」であることが示されている。</p>
<p>5) 想定事故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）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>（i）タイムチャートは、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1) (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.4 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、使用済燃料ピット周辺線量率計等設置操作や使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム設置操作、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水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 想定事故1の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「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) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する</p>

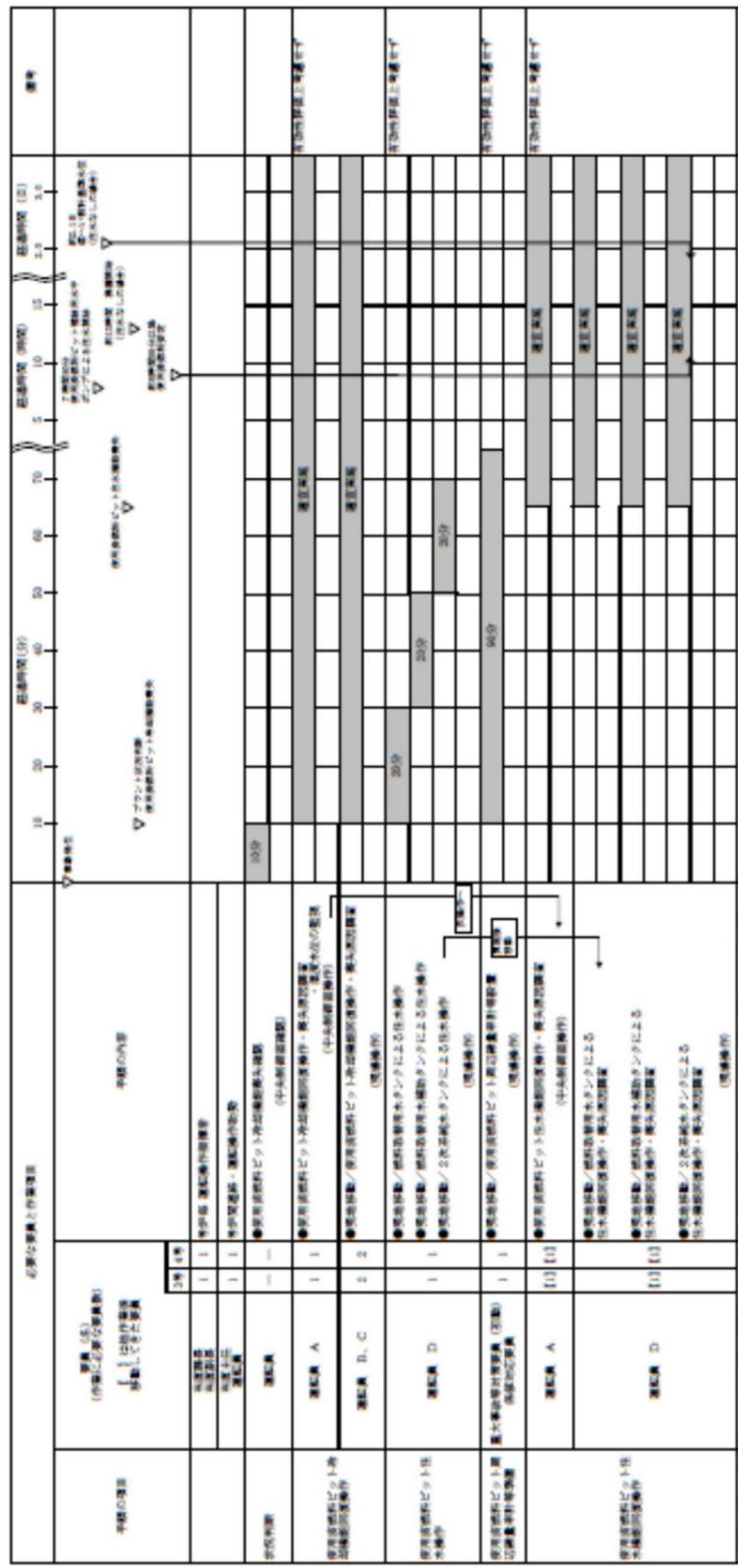
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



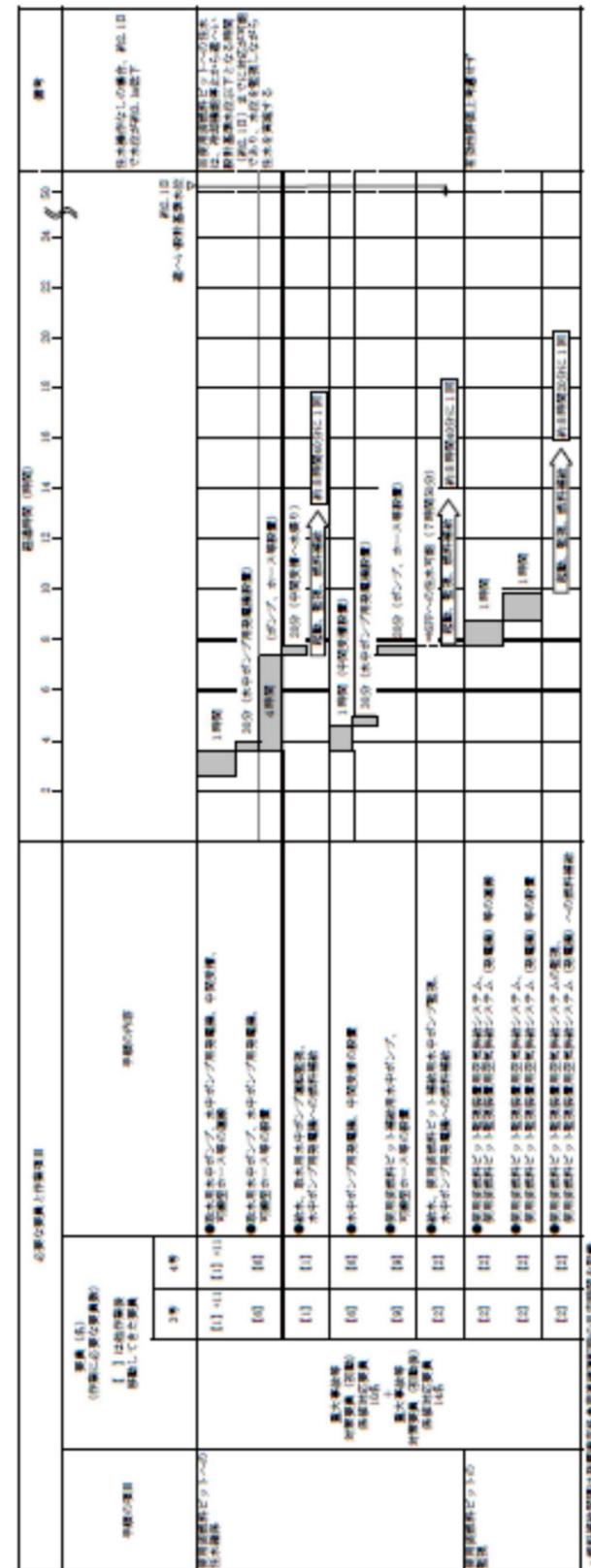
第7.3.1.1図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図



第7.3.1.2図 「想定事故1」の対応手順の概要
 (「使用済燃料ビットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ビット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の事象進展)



第 7.3.1.3 図 「想定事故 1」の作業と所要時間（1/2）
 （使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）



第 7.3.1.3 図 「想定事故 1」の作業と所要時間（2/2）
 （使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 解析対象とした事故シーケンスから、解析対象のシーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>※「想定事故1」の重要現象はない。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1、想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料ピット水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料ピットの水位が、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位。通常水位一約3.27m）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目（b）を満たすものとする。評価項目（b）が満たされる場合は評価項目（a）も同時に満たされる</u>ことを確認した。具体的には、想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失によってプール水の温度が上昇し、沸騰を開始する。プール水の補給に失敗すると、蒸発によりプール水が減少しプールの水位が緩慢に低下する。冷却系の回復やプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 通常の冷却機能又は注水機能の喪失を想定する。</p> <p>(b) 申請書に記載された代替冷却設備、代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとすることを確認した。</p>
<p>(ii) 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</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 安全機能の喪失に対する仮定として、使用済燃料ピットポンプ等の故障により使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失するものとすることから、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>② 初期条件として、事故発生時の使用済燃料ピット水温は40℃、水位は通常水位-0.09mとすることを確認した。その他の条件については、「表4.1.2 主要解析条件（想定事故1）」において、使用済燃料ピット崩壊熱は10.496MWとし、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、原子炉か</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（想定事故1の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットに隣接するピットやチャンネルの扱いを確認。 	<p>ら使用済燃料ピットに燃料を取り出した直後の状態を想定し、3号炉については蒸発に寄与する水量は補給までの余裕時間の観点から短くなるA、Bピットの水のみを考慮するとともに、水量は使用済燃料やラックの体積を除いて算出したものを設定しており、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。(c) 現場での操</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故1の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> SFP への注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であることを確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(i) 機器条件として、<u>使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量は25m³/hとする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「第7.3.1.2表 主要解析条件（想定事故1）」より、想定事故1の評価で用いる機器条件と設定期理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピット補給用水中ポンプから使用済燃料ピットへの注水流量</u>：使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対し、燃料損傷防止が可能な流量として25m³/hとする。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位</u>：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から4.41m(NWL-3.27m)とする。</p> <p>(ii) 想定事故1において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>[*] 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水操作（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、運転員（当直員）1名であり、現場での燃料取替用水タンク等からの注水操作に20分等を想定しており、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>使用済燃料ピット注水確保</u>：「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員12名であり、現場での機材運搬に1時間、機材設置に4時間、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ準備に20分等を想定しており、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>使用済燃料ピットの監視（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員3名であり、現場での使用済燃料ピット周辺線量率計等の設置に90分、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム等の運搬、設置に60分等を想定しており、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>水中ポンプ用発電機等への燃料補給</u>：「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員2名であり、現場でのタンクローリへの吸引に60分、水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給にそれぞれ15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生の確認、注水準備に必要な移動、操作等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする</u>ことを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、注水準備に必要な移動、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。</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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故1の場合)</p> <p>遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸とう開始までの時間 ・ 遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間 ・ SFP への注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 	<p>(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。なお、審査書においては、玄海3号炉と4号炉を比較し、使用済燃料ピット水位が放射線遮蔽の維持できる最低水位まで低下する時間が早い4号炉（ウラン炉心）について記載している。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.3.1.4図にあるとおり、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失し、使用済燃料ピットが沸騰するまで約13時間[約14時間]であり、蒸発により使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位である通常水位-約3.27mとなるまでは約2.1日[約2.3日]であることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。（想定事故1では、燃料の崩壊熱と使用済燃料ピットの保有水量の関係から評価した水位低下時間と、注水可能となる時間とを比較することで評価を実施している。）</p> <p>④ 事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分後（約0.3日）後である。これに対し、②にあるとおり、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3.27m）まで低下する時間は、約2.1日[約2.3日]であるため十分な時間余裕があることを確認した。また、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発率（約20.22m³/h[約17.48m³/h]）を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（25m³/h）を整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">※[]は3号炉の場合の値</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水は維持できていることを確認。</p> <p>② 遮へいが維持できる水位は確保されているかを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水温が約13時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は約2.1日である。一方、事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備に要する時間は7時間50分である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量は25m³/hであり、使用済燃料ピット水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる</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7.3.1.4図にあるとおり、燃料上端までの水位は、通常水位-約7mである。これに対し、使用済燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3.27m）となるまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる代替注水を行えることから、燃料有効長頂部の冠水は維持でき</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>ることを確認した。（使用済燃料ピット補給用水中ポンプの注水容量は、燃料の崩壊熱による蒸発率よりも大きいことから、水位の回復は可能である）</p> <p>② ①にあるとおり、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3.27m）となるまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる代替注水を行えることから、遮蔽が維持できる水位は確保されていることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界（実効増倍率約 0.966）であり、使用済燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持されることを確認した。また3号炉の場合の純水冠水状態における実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合は0.950、MOX燃料を貯蔵した場合は0.922であり、未臨界は維持されることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料4.1.2 使用済燃料ピット（SFP）有効性評価に係る水位低下時間等評価方法について）において、SFP水位低下時間等評価の条件設定について根拠が示されている。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満足している。評価結果は使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(c)を満足している。ことを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3.27m）となるまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる代替注水を行えること、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの注水容量(25m³/h)は、燃料の崩壊熱による蒸発率(約20.22m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済燃料ピットの実効増倍率は臨界に対して十分低く未臨界は維持されることから、使用済燃料ピットは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

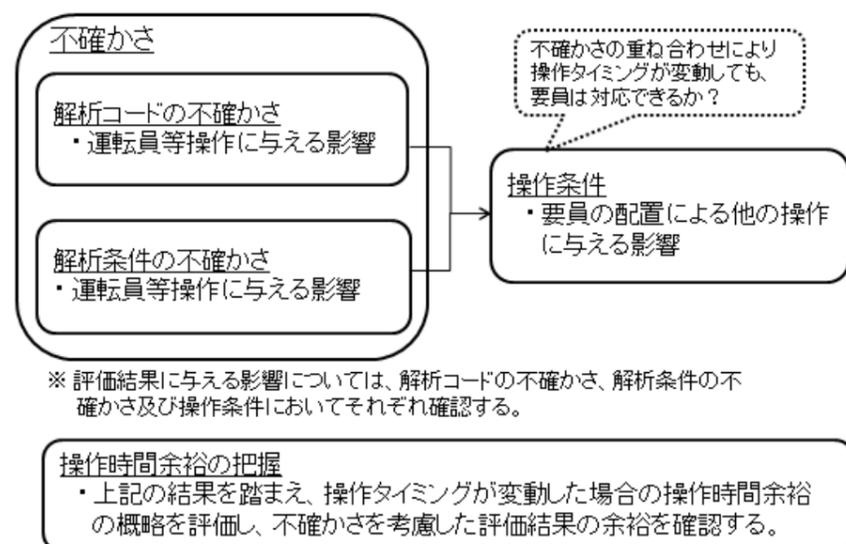
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>(i) 評価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>評価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、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故1の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、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差異がある使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水であることを確認した。本操作は使用済燃料ピット水温の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 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>(想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ SFP 初期水位の影響を確認。</p> <p>④ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 初期水温の最確値を用いた場合、使用済燃料ピット内の水温が変動するが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作は、使用済燃料ピットの水温及び水位を起点に開始する操作ではないことから、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 初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している水位より高くなる。しかしながら、使用済燃料ピットの水位を起点に開始する操作ではないことから、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>④ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 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>(想定事故1の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ SFP 初期水位の影響を確認。</p> <p>④ SFP の自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となり、また、初期水位の最確値を用いた場合、解析条件として設定している初期水位より高い側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約2.1日より長くなる。初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.9日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の7時間50分後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕もっていることを確認していることから、初期水温の変動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>③ 初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>④ その他の解析条件の不確かさ（水温100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1））において、評価条件の一覧が示されている。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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) 評価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 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(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、<u>使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作がないことから、対策の実施に与える影響はない</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 想定事故1においては、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット水温が65℃を超える場合は移動式大容量ポンプ車による使用済燃料ピットへの代替注水操作に着手するが、この操作は、1ユニット当たり重大事故等対策要員12名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの代替注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの代替注水操作は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる捜査開始時間は早くなる。この場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(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（玄海3・4号炉）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 (想定事故1の場合)</p> <p>① 放射線の遮へいが維持できる最低水位までに到達する時間とSFPへの注水操作が開始できるまでの時間から余裕時間を確認。</p>	<p>(i) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの代替注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 2.(3)(i)にあるとおり、事象を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分(約0.3日)後である。これに対し、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.27m)まで低下する時間は、約2.1日[約2.3日]であるため十分な時間余裕があることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故1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>（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>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて40名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、電源を必要としない。なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故の対応では、25 m³/hの流量で間欠的に使用済燃料ピットへの注水を行うが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの水源となる中間受槽には、取水用水中ポンプにより淡水（八田浦貯水池）又は海水を取水源として50 m³/hの流量で供給が可能であることを確認した。</p> <p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本想定事故の対応に必要な燃料としては、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は約612.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能であることを確認した。なお、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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 具体的には、想定事故1の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>「想定事故1」において、使用済燃料貯蔵槽への代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することには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（使用済燃料ピットポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故1」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

想定事故2

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策	4.2-2
(1) 想定する事故	4.2-2
(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	4.2-3
(3) 燃料損傷防止対策	4.2-4
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	4.2-10
(1) 有効性評価の方法	4.2-10
(2) 有効性評価の条件	4.2-11
(3) 有効性評価の結果	4.2-15
3. 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	4.2-19
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	4.2-20
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	4.2-20
b. 操作条件	4.2-21
(3) 操作時間余裕の把握	4.2-21
4. 必要な要員及び資源の評価	4.2-22
5. 結論	4.2-23

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価：想定事故2）

1. 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(b) 想定事故2：</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>1. 評価対象の妥当性について</p> <p>1) 想定する事故は、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっているか確認する。</p>	<p>1) 想定する事故は、サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下するものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定となっていることを確認した。</p>

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事象進展の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、想定事故2の特徴を捉え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>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピット水位が低下し、燃料が露出して損傷に至ることを確認した。具体的には、「想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る」ものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえたものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、想定事故の特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、必要な水位を維持し、燃料の損傷を防止するために、使用済燃料ピットへの注水を行うことを確認した。</p>

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 想定事故2における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 想定事故2における対策に係る手順については、技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する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>(i) 想定事故2では、使用済燃料ピット水位の低下を確認する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2.1表 「想定事故2」の重大事故等対策について」において、使用済燃料ピット水位(SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラが挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 想定事故2の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故2の事象進展の概要・特徴を踏まえ、燃料損傷防止対策は、「想定事故1」と同一であることを確認した。燃料損傷防止対策である使用済燃料ピットへの代替注水に係る手順については、「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において整備されていること、水中ポンプ用発電機への燃料補給については、「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段等」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、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、燃料油貯蔵タンク、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7.3.2.1表 「想定事故2」の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</p>
<p>(iv) 燃料損傷防止対策に係る設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>① 中型ポンプ車による使用済燃料ピット水位への注水に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2.1表 「想定事故2」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料損傷防止対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、使用済燃料ピット温度(AM)、使用済燃料ピット水位(AM)、使用済燃料ピット監視カメラ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停止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>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、初期の対策、安定状態に向けた対策の区別はない。</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</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット冷却機能の回復操作 ・ 使用済燃料ピット周辺線量率計等設置操作 ・ 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム等設置操作 ・ 燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作 ・ 使用済燃料ピット注水機能回復操作 <p>② 「技術的能力1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、使用済燃料ピット周辺線量率計等設置操作、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム等設置操作等が整備されていることを確認した。また、「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」におい</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>て、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水操作等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて想定事故2における手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.3.2.1表 「想定事故2」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。 2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>（i）使用済燃料ピットへの代替注水に関連する設備として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプ、中間受槽及びこれらを接続する配管が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 	<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7.3.2.2図 「想定事故2」の対応手順の概要（「サイフォン現象等による使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失」の事象進展）」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（玄海3・4号炉）
<p>・ 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。</p> <hr/> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</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>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 「想定事故2」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>使用済燃料ピット水位低下確認</u>: 使用済燃料ピット水位計により水位低下を確認する</p> <p><u>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断</u>: 使用済燃料ピット水位計にて EL+10.75m 未満を確認した場合又は使用済燃料ピット温度計にて 65°C 超過を確認した場合。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水機能喪失の判断</u>: 使用済燃料ピット水位計にて水位が上昇しないこと又は燃料取替用水ポンプの起動失敗等により注水機能喪失を判断。</p> <p>補足説明資料(添付資料 4.2.2 安定状態について、想定事故2の安定状態は、「使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等を使った注水により使用済燃料ピット水位が回復、維持され、温度が安定した時点」であることが示されている。</p>
<p>5) 想定事故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> <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>(i) タイムチャートは、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.4 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、使用済燃料ピット周辺線量率計等設置操作や使用済燃料ピット監視用空気供給システム設置操作、燃料取替用水タンク等からの使用済燃料ピット注水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 想定事故2の対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <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) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 解析対象とした事故シーケンスから、解析対象のシーケンスを選定した理由を確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解釈により想定事故が定められている（PRAによる評価は実施していない。）</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コードの審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>※「想定事故2」の重要現象はない。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>3) 評価条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか、評価の考え方が示されているか。</p> <p>(想定事故1、想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足するための評価の考え方について確認。（使用済燃料ピット水位の低下時間と注水開始までの時間の関係や放射線の遮蔽が維持できる水位の考え方） 	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。また、想定事故の評価においては、解析コードを用いた評価は行わない。このため、評価項目を満足する評価の考え方として、<u>使用済燃料ピット水の小規模な喪失により水位が低下した後、放射線の遮蔽を維持できる最低水位（放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位。通常水位一約3.27m。）に低下するまでの時間を評価し、それよりも早期に注水を開始できることの確認をもって、使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(b)を満たすものとする。評価項目(b)が満たされる場合は評価項目(a)も同時に満たされる</u>ことを確認した。具体的には、想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 使用済燃料貯蔵槽内の状態等</p> <p>a. 使用済燃料貯蔵槽には貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。</p> <p>b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成及び燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。</p> <p>(3) 外部電源</p> <p>外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 想定事故の主要解析条件等</p> <p>(1) 想定事故2</p> <p>a. 事故の概要</p> <p>サイフォン現象等によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水の補給に失敗すると、使用済燃料貯蔵槽の水位は低下する。その後もプール水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等を想定する。</p> <p>(b) 解析にあたってはサイフォンブレイカーの効果は考慮しない。ただし、地震等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性等が確保され、プール水流出の停止操作を確実にに行えることが示されれば、その効果を考慮することができる。さらに、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレイカーであれば、その効果を考慮できる。（サイフォン防止用の逆止弁の場合には、開固着等のリスクを考慮する。）</p> <p>(c) 申請書に記載された代替注水設備等の性能を考慮し、これらによる使用済燃料貯蔵槽内の燃料の冷却を考慮する。</p> <p>(d) 地震や建屋の爆発、火災、使用済燃料貯蔵槽からの溢水等の影響を考慮しても、現場操作時の接近性が確保され、プール水流出の停止操作を確実にに行えることが示されれば、その効果を考慮することができる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 可搬型代替注水設備によるプール水の補給機能の確保</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットに隣接するピットやチャンネルの扱いを確認。 	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源の有無は事象進展及び運転員等操作時間に影響を及ぼさないが、必要な燃料等を厳しく評価する観点から、外部電源はないものとすることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等によりピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピット出口配管下端（通常水位-1.41m）まで水位が低下すると想定することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定は、この破断により冷却機能が喪失するが、重畳して、注水機能も喪失するものとする。漏えいはこの水位で止まるが、水温が上昇して蒸発が起こる場合は更なる水位低下が生じるものであり、設置許可基準規則第37条 解釈を踏まえた想定であることを確認した。</p> <p>本事故シーケンスにおいてはサイフォンブレイカーの効果に期待している。このため、重大事故等時のサイフォンブレイカーの健全性を確認したところ、地震、落下物による影響がないこと及び配管等の閉塞の可能性がないことが示されるとともに、維持管理方法として日常点検、資材仮置管理等の方法に問題がないことが示された。このことから、重大事故等時においてもサイフォンブレイカーの機能効果に期待できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（想定事故2において想定したサイフォン現象等について）において、SFPの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象の選定根拠等が示されている。また、使用済燃料ピットサイフォンブレイカーの健全性について、機能効果が期待できる根拠等が示されている。</p> <p>② 初期条件として、事故発生時の使用済燃料ピット水温は40℃とすることを確認した。その他の条件については、「第7.3.2.2表 主要解析条件（想定事故2）」において、使用済燃料ピット崩壊熱は10.496MWとすること、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、原子炉から使用済燃料ピットに燃料を取り出した直後の状態を想定し、3号炉については蒸発に寄与する水量は補給までの余裕時間の観点から短くなるA、Bピットのみ水量を考慮するとともに、水量は使用済燃料やラックの体積を除いて算出したものを設定しており、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性の評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 想定事故の主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(2) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量等は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態及び使用済燃料貯蔵槽の温度、水位の変化の影響</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。</p> <p>c. 燃料損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する手順の妥当性を示す。(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>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（想定事故2の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> SFP への注水流量は崩壊熱による蒸散量に対して妥当であるかを確認。 	<p>(i) 機器条件として、「想定事故1」と同一であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表4.2.2 主要解析条件（想定事故2）」より、想定事故2の評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピット補給用水中ポンプから使用済燃料ピットへの注水流量</u>：使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対し、燃料損傷防止が可能な流量として25m³/hとする。</p> <p><u>放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット最低水位</u>：使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から4.41m(NWL-3.27m)とする。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド3.2(2)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 想定事故2において、安全機能の喪失を仮定している使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（燃料損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2における操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水操作（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、運転員（当直員）1名であり、現場での燃料取替用水タンク等からの注水操作に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピット注水確保</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員12名であり、現場での資材運搬に1時間、機材設置に4時間、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ準備に20分等を想定しており、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>使用済燃料ピットの監視（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員3名であり、現場での使用済燃料ピット周辺線量率計等の設置に90分、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム等の運搬、設置に60分等を想定しており、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>水中ポンプ用発電機等への燃料補給</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、重大事故等対策要員2名であり、現場でのタンクローリへの吸引に60分、水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給にそれぞれ15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間等を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。</u>なお、本評価では事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は<u>考慮しない</u>ことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故2及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1. 評価結果の妥当性について</p> <p>1) 評価結果の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(想定事故2の場合)</p> <p>遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間と注水開始時間：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 沸とう開始までの時間 ・ 遮へいが維持できる最低水位となるまでの時間 ・ SFP への注水が可能となる時間 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること。 	<p>(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。なお、審査書においては、玄海3号炉と4号炉を比較し、使用済燃料ピット水位が放射線遮蔽の維持できる最低水位まで低下する時間が早い4号炉（ウラン炉心）について記載している。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.3.2.4図にあるとおり、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失し、使用済燃料ピットが沸騰するまで約11時間[約12時間]であり、蒸発により使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを維持できる水位である通常水位—約3.27mとなるまでは約1.4日[約1.5日]であることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。（想定事故2では、燃料の崩壊熱と使用済燃料ピットの保有水量の関係から評価した水位低下時間と、注水可能となる時間とを比較することで評価を実施している。）</p> <p>④ 事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分（約0.3日）後である。これに対し、②にあるとおり、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3.27m）まで低下する時間は、約1.4日[約1.5日]であるため十分な時間余裕があることを確認した。また、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発率（約20.22m³/h[約17.48m³/h]）を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（25m³/h）を整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">※[]は3号炉の場合の値</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 燃料有効長頂部の冠水は維持できていることを確認。</p> <p>② 遮へいが維持できる水位は確保されているかを確認。</p> <p>③ 未臨界が維持されていることを確認。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>使用済燃料ピット冷却系の配管破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット内の水温が約11時間後に100℃に到達し、水位が緩慢に低下し始める。事故発生後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は約1.4日である。一方、事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水の準備に要する時間は7時間50分(約0.3日)である。よって、放射線の遮蔽が失われる前に注水を開始できる。使用済燃料ピット補給用水中ポンプの流量は25m³/hであり、使用済燃料ピット水温が100℃に到達した後の崩壊熱による蒸発量を上回っていることから、燃料有効長頂部が冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる</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7.3.4.2図にあるとおり、燃料上端までの水位は、通常水位—約7mである。これに対し、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.27m)となるまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる代替注水を行えることから、燃料有効長頂部の冠水は維持できることを確認した。（使用済燃料ピット補給用水中ポンプの注水容量は、燃料の崩壊熱による蒸発率よりも大きいことから、水位の回復は可能であ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>る)</p> <p>② ①にあるとおり、使用済み燃料ピット水位は放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.27m)となるまでに使用済み燃料ピット補給用水中ポンプによる代替注水を行えることから、遮蔽が維持できる水位は確保されていることを確認した。</p> <p>③ 使用済み燃料ピットは純水冠水状態においても未臨界(実効増倍率約 0.966)であり、使用済み燃料ピット内の水が沸騰状態となり密度が低下する場合には実効増倍率が低下するため未臨界は維持される。使用済み燃料ピット水のほう素濃度が高い場合、沸騰前と沸騰状態における実効増倍率は臨界に対して十分低く、未臨界は維持されることを確認した。また3号炉の場合の純水冠水状態における実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合は0.950、MOX燃料を貯蔵した場合は0.922であり、未臨界は維持されることを確認した。</p>
<p>(iii) 燃料損傷防止対策により、燃料損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(a)及び(b)を満足している。評価結果は使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目(c)を満足していることを確認した。</p>
<p>(使用済み燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 使用済み燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価していることを確認する。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、上記(3)(ii)にあるとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位(通常水位-3.27m)となるまでに使用済み燃料ピット補給用水中ポンプによる代替注水を行えること、使用済み燃料ピット補給用水中ポンプの注水容量(25m³/h)は、燃料の崩壊熱による蒸発率(約20.22m³/h)よりも大きいことから水位の回復及び水温の上昇を抑制できること、使用済み燃料ピットの実効増倍率は臨界に対して十分低く未臨界は維持されることから、使用済み燃料ピットは安定状態に導かれていることを確認した。</p>

3. 評価条件の不確かさの影響評価

確認内容の概要：

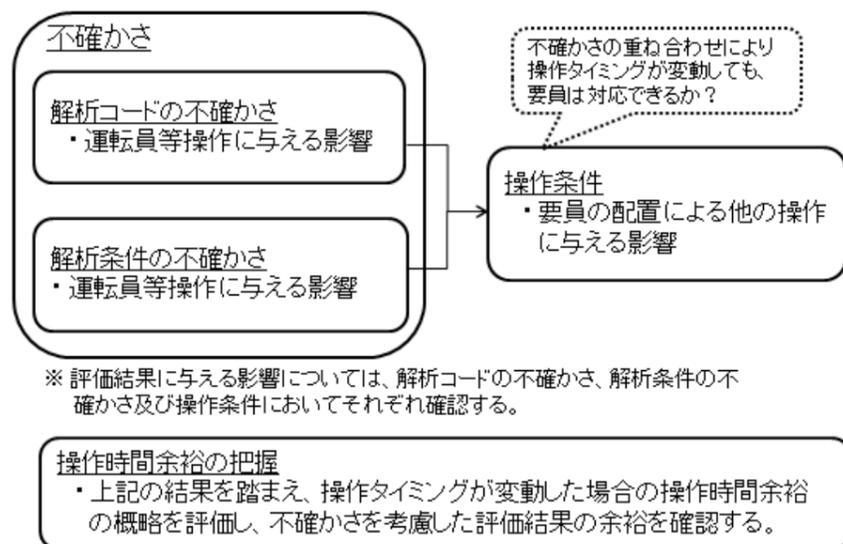
重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

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

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 評価条件の不確かさの影響評価範囲が明確に示されていることを確認する。</p>	<p>(i) 評価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>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価することを確認した。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 評価条件の不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 想定事故2の特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の捜査開始時間と実際に見込まれる捜査開始時間の差異がある使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水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（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 「使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、解析コードを用いた評価は行わない。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 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>(想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱、SFP 初期水温、使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が運転員等操作に与える影響については以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 崩壊熱及び初期水温及び隣接するピットの状態を最確条件とした場合、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下時間は変動する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しないことから、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. 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>(想定事故2の場合)</p> <p>① 崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② SFP 初期水温の影響を確認。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動の影響を確認。</p> <p>④ SFP の自然蒸発(100℃以下での蒸発)の影響を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響については、崩壊熱の最確値を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱より小さい側への変動となるため、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約1.4日より長くなる。また、初期水温の変動を考慮し、解析条件である40℃より厳しい65℃（使用済燃料ピットポンプ1台故障時の平均水温の制限値）として評価した結果、遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は約1.2日となるが、使用済燃料ピットへの注水は事故発生の7時間50分(約0.3日)後から可能であるため、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水温上昇が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕もっていることを確認していることから、初期水温の変動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>③ 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水位上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。を確認した。</p> <p>④ その他の解析条件の不確かさ（水温100℃未満での水面からの蒸発による水位低下等）による影響や、操作開始時間の遅れによる影響を考慮しても、使用済燃料ピットの水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は注水開始に必要な時間に対して十分な余裕を維持することから、評価結果に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2））において、評価条件の一覧が示されている。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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) 評価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> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。 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。 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>(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、<u>使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作を現場にて実施する要員は、前後に他の操作がないことから、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 想定事故2においては、使用済燃料ピット水位がEL+10.75m未満に低下している場合に準備を開始するが、この操作は、1ユニットあたり12名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。 ② 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの代替注水操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。 ③ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの代替注水操作の所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。
<p>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) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。この場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する時間に対する余裕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>

(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（玄海3・4号炉）
<p>(使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 燃料損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響や操作までの時間余裕を確認する。 (想定事故2の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 放射線の遮へいが維持できる最低水位までに到達する時間とSFPへの注水操作が開始できるまでの時間から余裕時間を確認。 	<p>(i) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの代替注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 2.(3)(i)にあるとおり、事象を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分（約0.3日）後である。これに対し、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位（通常水位-3.27m）まで低下する時間は、約1.4日であるため十分な時間余裕があることを確認した。

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（玄海3・4号炉）
<p>（使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、使用済燃料貯蔵槽の水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本想定事故が発生した場合の対応及び復旧作業に必要な要員は、3号炉及び4号炉合わせて40名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）想定する事故に係る対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」と同一である。</p>
<p>（iii）使用済燃料貯蔵槽を安定した状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 想定事故2における対策に必要な水源と保有水量から、安定停止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、燃料等については、「想定事故1」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「想定事故1」と同一である。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、水源の充足性について、燃料等については、「想定事故1」と同一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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 具体的には、想定事故2の特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>「想定事故2」において、使用済燃料貯蔵槽への代替注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、燃料損傷防止対策の評価項目をいずれも満足している。さらに、申請者が使用した解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目をいずれも満足することには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（冷却系配管等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な燃料損傷防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、使用済燃料貯蔵槽の「想定事故2」に対して申請者が計画している燃料損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

崩壊熱除去機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.1-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.1-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.1-2
(3) 燃料損傷防止対策	5.1-3
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.1-9
(1) 有効性評価の方法	5.1-9
(2) 有効性評価の条件	5.1-11
(3) 有効性評価の結果	5.1-14
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.1-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.1-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.1-20
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5.1-20
b. 操作条件	5.1-21
(3) 操作時間余裕の把握	5.1-22
4. 必要な要員及び資源の評価	5.1-23
5. 結論	5.1-24

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：崩壊熱除去機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）														
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」における事故シーケンスは、以下の3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"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故 <p>（追補2. I 第3-6表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1130 737 2021 972"> <tr> <td rowspan="3" style="text-align: center;">崩壊熱除去機能喪失 （原子炉の故障による 停止時冷却機能喪失）</td> <td style="text-align: center;">◎ 余熱除去機能喪失</td> <td rowspan="3" style="text-align: center;"> ・ 充てんポンプによる炉心注水 ・ 常設電動注入ポンプによる炉心注水[※] ※：原子炉補機冷却機能喪失時 </td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">- 外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">- 原子炉補機冷却機能喪失</td> <td style="text-align: center;">中</td> <td style="text-align: center;">高</td> <td style="text-align: center;">中</td> </tr> </table>	崩壊熱除去機能喪失 （原子炉の故障による 停止時冷却機能喪失）	◎ 余熱除去機能喪失	・ 充てんポンプによる炉心注水 ・ 常設電動注入ポンプによる炉心注水 [※] ※：原子炉補機冷却機能喪失時	高	高	高	- 外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	高	高	中	- 原子炉補機冷却機能喪失	中	高	中
崩壊熱除去機能喪失 （原子炉の故障による 停止時冷却機能喪失）	◎ 余熱除去機能喪失		・ 充てんポンプによる炉心注水 ・ 常設電動注入ポンプによる炉心注水 [※] ※：原子炉補機冷却機能喪失時		高	高	高								
	- 外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗				高	高	中								
	- 原子炉補機冷却機能喪失	中		高	中										

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>余熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体が損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等により、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したもの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>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、充てんポンプを用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する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>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、余熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.4.1.1表「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について」において、余熱除去流量、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）が挙げられていることを確認した。</p>
	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>充てんポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁を取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、充てんポンプ、燃料取替用水タンク、ディーゼル発電機等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である充てんポンプによる炉心への注水は、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.4.1.1表「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について」において、充てんポンプによる炉心への注水で用いる重大事故等対処設備として、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続するとともに、必要に応じて、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ、B格納容器スプレイ冷却器、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>とし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 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「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」で整備されている格納容器スプレイポンプによる代替再循環を挙げていること、「第7.4.1.1表「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について」において、代替再循環による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）B格納容器スプレイ冷却器等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替再循環を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却・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」で整備されているA、B格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ等を用いた格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p><u>補足説明資料(添付資料5.1.9 安定状態について)には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」であることが示されている。</u></p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷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>(iv) 「第7.4.1.1表「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（崩壊熱除去機能喪失の場合）</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 代替再循環に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材圧力等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、余熱除去流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度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停止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>（崩壊熱除去機能喪失の場合）</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切り替え条件を確認。</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 余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替え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>補足説明資料「添付資料 5.1.1 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に達するまでの時間について」において、再循環切替水位到達時点での燃料取替用水タンク水位の評価結果が示されている。</p>
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi）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"> ・ 余熱除去機能回復操作 ・ アニュラス空気浄化ファンの起動 <p>② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス空気浄化ファンの起動については、「技術的能力 1.10 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」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際には行う操作としてアニュラス空気浄化ファンの起動操作や余熱除去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運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.4.1.1表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p> <p>（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(i) 充てんポンプによる炉心への注水に関連する設備として、充てんポンプ、燃料取替用水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のうち、代替再循環に関連する設備としてB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）、B格納容器スプレイ冷却器等が、格納容器自然対流冷却に関連する設備としてA、B格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(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7.4.1.2図「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展）」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、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>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>余熱除去機能喪失の判断</u>：余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は余熱除去機能喪失と判断。</p> <p><u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示 16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 65%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に</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」、「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 1.10 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」、及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するため</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>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 1.10 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」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去機能回復操作やアニユラス空気浄化ファン起動操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、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、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(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 で選定された事故シーケンスは「余熱除去機能喪失」であるが、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転中の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定である。このことから、本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは、「余熱除去機能喪失」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「余熱除去機能喪失」が起こると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 3.3 の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。なお、原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の並列までの期間のうち、ミッドループ運転中とした理由は①のとおり。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.1.2 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））において、運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮へい、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(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>(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、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いることを確認した。M-RELAP5 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>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	<p>3) 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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)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) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転中のRHR 又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転中のRHR 又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 原子炉の状態及び緩和設備の待機状態を考慮し、代替の崩壊熱除去機能又は原子炉冷却材の補給機能を有する設備の作動を仮定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のRHR による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 代替UHSS による崩壊熱除去機能の確保（原子炉補機冷却機能が喪失している場合）</p> <p>iii. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による原子炉冷却材の補給機能の確保</p> <p>iv. 補助給水系と主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの崩壊熱除去機能の確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されていない場合）</p> <p>v. 燃料取替用水タンクからの重力注入による原子炉冷却材の補給機能の確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次冷却系に設けられている場合）</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>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。その理由として、外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想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（玄海3・4号炉）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、余熱除去ポンプの故障等による余熱除去系の機能喪失が、2系統で同時に発生することを想定することを確認した。安全機能の喪失の仮定として、起因事象の想定により、両系列の余熱除去機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 「第7.4.1.2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後72時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、燃料の確保の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（崩壊熱除去機能喪失の場合）</p>	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.1.2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」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>充てんポンプ：充てんポンプによる炉心注水流量は、37m³/hとする。これは、炉心注水開始を事象発生後50分とした場合の崩壊熱による蒸発量(36.6m³/h)を上回る流量であることを確認した。具体的には、炉心への注水は、充てんポンプ1台を使用するものし、原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生から50分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量(約36.6m³/h)を上回る流量として37m³/hを設定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>・ 充てん/高圧注入ポンプの使用台数、設定する流量とその理由を確認。</p> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している余熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が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以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、原子炉格納容器隔離、充てんポンプによる炉心注水、アニュラス空気浄化ファン起動操作については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却</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」（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、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の重大事故等対策要員6名であり、現場での原子炉補機冷却水系加圧操作に30分、格納容器再循環ユニット（A及びB）への冷却水通水操作に20分等を想定しており、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>B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）</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、中央制御室での運転員（当直員）1名、現場での運転員（当直員）2名であり、中央制御室での代替再循環系統構成操作に5分、中央制御室での格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）の起動に5分等を想定しており、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が整理されていることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器エアロック閉止</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」において、本操作に係る要員は運転員（当直員）2名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで25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が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>充てんポンプによる炉心注水操作の開始は、事象発生</u>の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、<u>事象発生から50分後とする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 充てんポンプによる炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から50分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回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>(崩壊熱除去機能喪失)</p> <p>起回事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心上端ボイド率 ・ 1次系温度 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量/流出流量 ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.1.5図、第7.4.5.11図より、余熱除去機能の喪失により1次系温度が上昇していること、炉心にボイドが発生している（炉心上端ボイド率がゼロ以上）ことから、余熱除去系が機能喪失していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.1.6図より、機器条件で設定したとおりの充てんポンプによる炉心への注水流量が確保されていることを確認した（37m³/h→約10.3kg/s）。</p> <p>④ 第7.4.1.6図、第7.4.1.8図、第7.4.1.9図、第7.4.1.11図、第7.4.1.12図より、充てんポンプによる炉心注水流量と加圧器頂部からの冷却材放出流量がバランスすることで、1次系保有水量が安定しているとともに原子炉容器水位はTAF以上を確保できており、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器頂部からの流出流量の変動と加圧器頂部クオリティとの関係や加圧器頂部からの流出形態と1次系圧力の挙動の関連等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.1.5「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の挙動説明)には、1次系圧力と加圧器開口部からの流出流量の推移についての説明が示されている。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.1.7ミッドループ運転中の線量率について)には、当該事象での作業員被ばくが線量当量限度100mSvより十分小さいことが示されている。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.1.8運転停止中の原子炉における「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について)には、事象に伴う反応度変化（冷却材密度低下、ほう素密度低下）を考慮しても未臨界性が十分に確保でき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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位） ② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度） 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生約2分後から、1次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで1次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生約50分後に充てんポンプによる炉心注水を開始することにより、事象発生後約150分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量及び1次冷却材温度は安定する。事象発生後、燃料有効長頂部のポイド率は最大でも0.7程度であり、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるポイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合がある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから未臨界は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 第7.4.1.8図にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。原子炉容器水位はTAF以上を確保できていることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。 ② 炉心崩壊熱による1次冷却材のポイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する場合がある。この効果は、ほう素値が大きいほど顕著になることから、MOX燃料装荷炉心に比べてほう素値が大きいウラン炉心の評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(3) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心注水により、原子炉容器内水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、B格納容器スプレイポンプ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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1次冷却系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>(RHR-CSS タイライン使用) による代替再循環運転に切替えるとともに、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで原子炉を安定状態へ移行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 第7.4.1.9図及び第7.3.1.11図にあるとおり、事象発生から約150分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降はB格納容器スプレイポンプ（RHR-CSS タイライン使用）による代替再循環で炉心の冷却・除熱を行うとともに、必要に応じて格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の長期的な冷却・除熱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

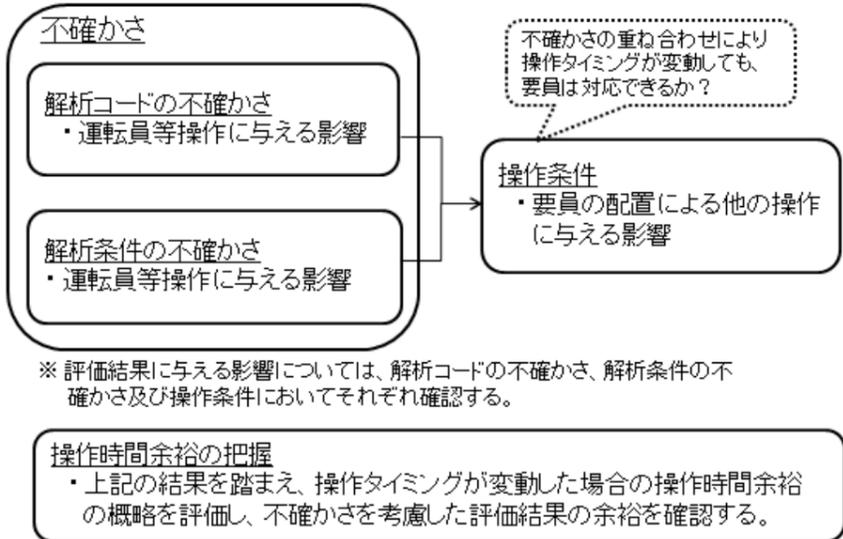
確認内容の概要：

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無いことを確認する必要がある。

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

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

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



審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>(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、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である充てんポンプによる炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 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 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である充てんポンプによる炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、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. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>(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通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して、Winfrith/THETIS実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で0.4m高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。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①のとおり、M-RELAP5では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。ただし、実際の炉心水位が評価値より0.4m程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約1.0m高い位置まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはないことを確認した。具体的には、第7.4.1.8図にあるとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は炉心上端から約1.0mの高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は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小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.1.12 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（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））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> <p>補足説明資料（添付資料5.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」の解析コードM-RELAP5の不確かさについて）において、1次系圧力が低圧の場合の炉心水位の不確かさ評価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

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（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等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時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。（玄海3・4号炉は最確値で評価をしているため、確認不要）</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に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱について影響評価を行うことを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 上記(ii)②にあるとおり、本重要事故シーケンスの重大事故等対策である充てんポンプによる炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、本操作に係る解析条件の不確かさはないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心崩壊熱は保守的（大きい）な値に設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② <u>充てんポンプによる炉心注水操作については、一連の操作が中央制御室で実施され、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心への注水操作を行う要員は、本操作の前に原子炉格納容器隔離弁閉止操作を行うものの、充てんポンプによる炉心への注水操作と原子炉格納容器隔離弁閉止操作と充てんポンプによる炉心注水操作は中央制御室からの操作であり操作の重複はないこと、以降は充てんポンプの流量調整、停止操作を専任で行うため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 充てんポンプによる炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生50分後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (崩壊熱除去機能喪失の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 充てんポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第7.4.1.13図にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで低下する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、充てんポンプによる炉心への注水開始の時間余裕として、23分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.1.14 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における炉心注水操作の時間余裕について）において、充てんポンプによる炉心注水開始の時間余裕について評価結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（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、3号炉及び4号炉合わせて28名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉及び4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対してディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給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 ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</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 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である充てんポンプによる炉心注水の水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源としたB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による炉心冷却を実施するため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合等に必要となる重油量は約612.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLで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）のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てんポンプによる炉心注水及びB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）を用いた代替再循環運転による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」において、充てんポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに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、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の2系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、充てんポンプによる炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、格納容器スプレイ系による代替再循環等により、炉心冷却へ移行する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、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して申請者が計画している原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

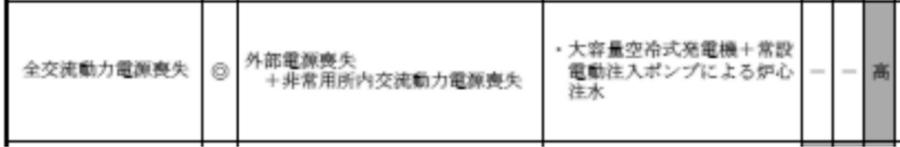
全交流動力電源喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.2-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.2-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.2-2
(3) 燃料損傷防止対策	5.2-3
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.2-10
(1) 有効性評価の方法	5.2-10
(2) 有効性評価の条件	5.2-12
(3) 有効性評価の結果	5.2-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.2-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.2-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.2-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5.2-22
b. 操作条件	5.2-23
(3) 操作時間余裕の把握	5.2-24
4. 必要な要員及び資源の評価	5.2-25
5. 結論	5.2-26

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（PRA まとめ資料抜粋）</p> 

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</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>全交流動力電源喪失に起因する余熱除去系の炉心注水機能喪失及び全交流動力電源喪失に從属して発生する原子炉補機冷却機能喪失に起因する余熱除去系の崩壊熱除去機能喪失により、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少することで、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、安全上重要な機器の交流電源が喪失することにより、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したもの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>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水等を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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。

(3) 燃料損傷防止対策

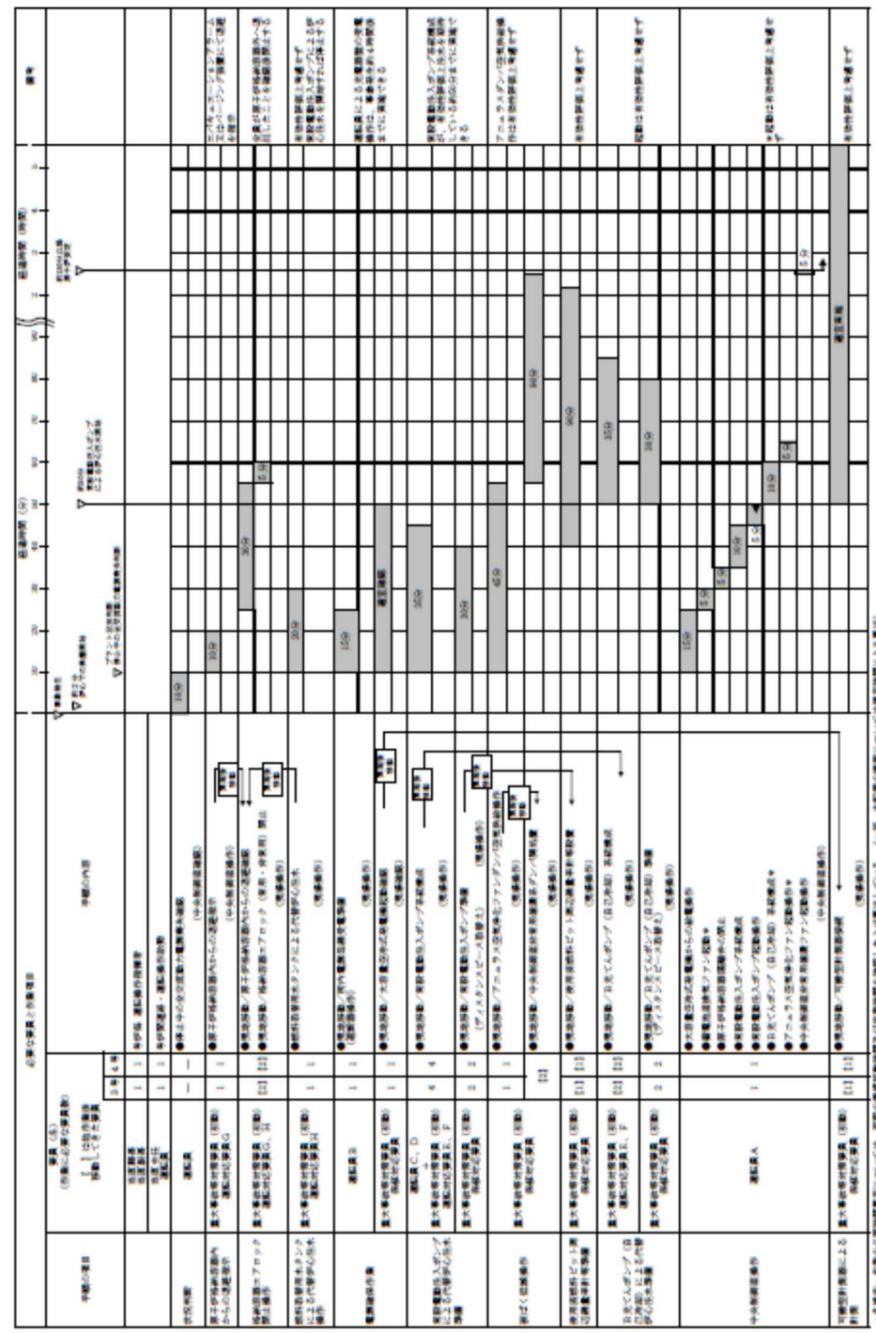
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備はない。しかしながら、「第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、「外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断する」と整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、<u>常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。</u>このため、<u>常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、タンクローリ等を重大事故等対処設備として整備するとともに、燃料取替用水タンク、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の燃料損傷防止対策である代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水は「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で、代替格納容器スプレイポンプ駆動用の電源の確保については「技術的能力1.14 電源の確保に関する手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、常設電動注入ポンプによる炉心への注水で用いる重大事故等対処設備として、常設電動注入ポンプ及び燃料取替用水タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p><u>補足説明資料(添付資料5.2.2 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段)には、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水と蓄圧タンクによる炉心注水の運用に対する検討結果が示されている。</u></p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>格納容器再循環サンブと高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転により炉心への注水を継続する。</u> <u>このため、B高圧注入ポンプ（海水冷却）、大容量空冷式発電機等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンブ、燃料油貯蔵タンク等を重大事故等対処設備に位置付ける。また、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器内の除熱を行う。</u>このため、<u>移動式大容量ポンプ車、タンクローリ等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、A、B格納容器再循環ユニットを重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「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1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備されているB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を挙げていること、「第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」において、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、B高圧注入ポンプ（海水冷却）、格納容器再循環サンブ、格納容器再循環サンブスクリーン、A、B格納容器再循環ユニット燃料油貯蔵タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p><u>補足説明資料(添付資料5.2.3 ミッドループ運転中の全交流動力電源喪失時における高圧注入ポンプ)には、代替機器がない当該機器の故障頻度が1.5×10^{-10}/炉年と小さいことが示されている。</u></p> <p>② 炉心の冷却状態及び原子炉格納容器の閉じ込め機能の長期維持については①に示すとおり、高圧再循環及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却及び原子炉格納容器の閉じ込め機能を長期的に維持で</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>きることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料 5.2.7 安定停止状態について)には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した時点」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷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。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材圧力、加圧器水位、AM消火水積算流量計、等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材圧力、格納容器内温度、格納容器内圧力、格納容器再循環サンプ水位（広域）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停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 高圧再循環への切り替え条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示65%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止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。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、早期の電源回復不能を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備に着手し、準備が完了すれば通水を開始することとしている。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 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"> ・燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（重力注入）※ ・B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 ・アニユラス空気浄化ファン起動 ・原子炉補機冷却機能復旧 <p>※本シナリオでは初期の1次冷却材温度をミッドループ運転時のモード5の上限値である93℃としているため、1次系圧力が早期に上昇するため燃料取替用水タンクによる炉心注水はできないが、実際のミッドループ運転における1次冷却材温度は約40℃に維持されていることから有効な手段となりうる。</p> <p>② 有効性評価上は期待しないが、燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（重力注入）、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水については、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に、アニユラス空気浄化ファン起動については、「技術的能力1.10 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」に、原子炉補機冷却機能復旧については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>補足説明資料(「添付資料 2.2.10 補機冷却水の復旧について」)において、海水ポンプ用電動機予備品により原子炉補機冷却海水系の復旧する手順が示されている。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として、燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（重力注入）やB充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水、原子炉補機冷却機能復旧が含まれていることを確認した。</p>

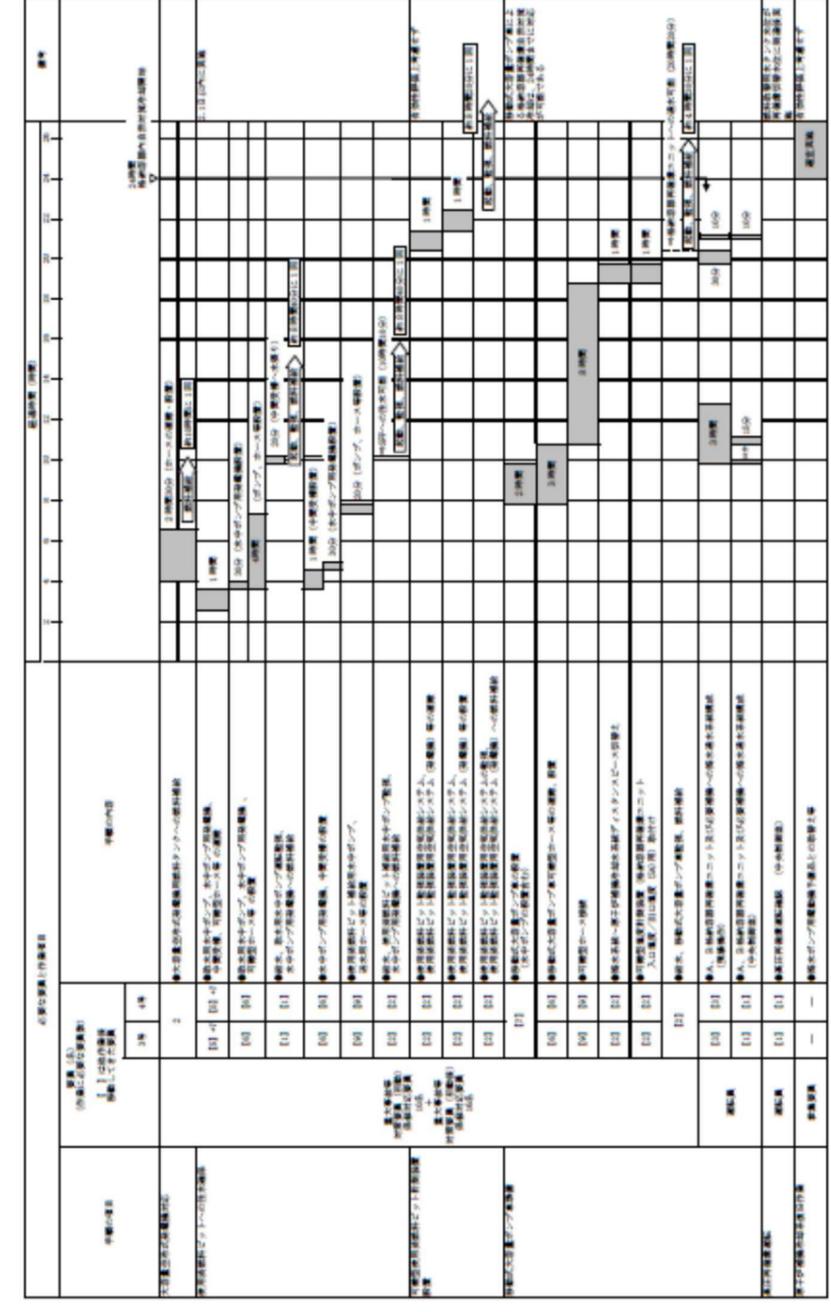
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.4.2.1表「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 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>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>（i）常設電動注入ポンプによる炉心への注水に関連する設備として、常設電動注入ポンプ、燃料取替用水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のうち、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に関連する設備としてB高圧注入ポンプ(海水冷却)、B格納容器再循環サンプ、A、B格納容器再循環ユニット、移動式大容量ポンプ車等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。 ① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。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>（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7.4.2.2図「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）」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（玄海3・4号炉）
<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、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>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失の判断</u>：外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に、全交流動力電源喪失と判断。</p> <p><u>早期の電源回復不能</u>：中央制御室からの操作による非常用母線への電源回復に失敗すれば、早期の電源回復に失敗と判断。</p> <p><u>高圧再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示65%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(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書等」、「技術的能力 1.10 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 1.13 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」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、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書等」、「技術的能力 1.10 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 1.13 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」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクによる代替炉心注水、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水、アニュラス空気浄化ファン起動、原子炉補機冷却機能復旧操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p>



第 7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (1/2)
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)



第 7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (2/2)
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオ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、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオ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 重要事故シナリオ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ナリオ選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シナリオ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ナリオはPRAで選定されたシナリオと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRAの手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」が起こるとする。さらに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失の重畳も考慮していることを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.2.4燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(全交流動力電源喪失))において、運転停止中のプラント状態での水位の影響について、燃料の冠水、放射線の遮へい、未臨界の確保の観点から検討した結果が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの確認ポイント資料へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオ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>(i) 本重要事故シナリオ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、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系におけるECCS強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系におけるECCS強制注入等を取り扱うことのできるM-RELAP5を用いることを確認した。M-RELAP5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>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3運転停止中事故シナリオ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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>3) 有効性評価ガイド 3.1(1)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操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源システムも機能喪失する。 このことによって、RHR 等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電システムの故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源システムの機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。（ただし、3.2 (3) b を適切に考慮すること。）</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替電源設備による崩壊熱除去機能又は原子炉冷却材補給機能の確保</p> <p>ii. 補助給水系と主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの崩壊熱除去機能の確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されていない場合）</p> <p>iii. 燃料取替用水タンクからの重力注入による崩壊熱除去機能を確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次冷却系に設けられている場合）</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>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失により余熱除去系の炉心注水機能が喪失し、さらに、全交流動力電源喪失に従属して発生する原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失することを確認した。具体的には、起因事象として外部電源喪失を、安全機能の喪失に対する仮定として非常用所内交流動力電源及びこれにより従属的に発生する原子炉補機冷却機能の喪失を想定していることを確認した。</p> <p>② 「第7.4.2.2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、事象発生の時期については、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち炉心露出の観点か炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了後に事故が発生するものとする。従って、事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しい設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後72時間とすることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（全交流動力電源喪失の場合）</p>	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.2.2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>常設電動注入ポンプ：常設電動注入ポンプによる代替炉心注水流量は、37m³/hとする。これは、炉心注水開始を事象発生後50分とした場合の崩壊熱による蒸発量（36.6m³/h）を上回る流量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（玄海3・4号炉）
<p>・ 代替格納容器スプレイポンプの流量とその理由を確認。</p> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> </div> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>（ii）本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が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>原子炉格納容器エアロック閉止</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」において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は重大事故等対策要員2名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで35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>電源確保作業</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、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員1名であり、現場での受電準備操作に15分、大容量空冷式発電機起動確認に15分、中央制御室での大容量空冷式発電機準備及び起動操作に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応は重大事故等対策要員4名であり、現場での系統構成に35分、注入操作に5分、ディスタンスピース取替に30分、中央制御室での系統構成に10分、起動操作に5分と想定しており、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。</p> <p><u>常設電動注入ポンプによる代替炉心注水</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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応には重大事故等対策要員6名であり、現場での系統構成操作に35分、ディスタンスピース取替えに30分、中央制御室での系統構成に10分、起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>燃料取替用水タンクによる代替炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</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1ユニット当たりの要員は、現場対応の重大事故等対策要員1名であり、現場での余熱除去ポンプ入口弁開操作（移動含む）に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち現場での余熱除去ポンプ入口弁開操作（移動含む）の作業時間が整理されていることを確認した。なお、燃料取替用水タンクによる代替炉心注水は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</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」、「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、重大事故等対策要員 2 名であり、現場でのタンクローリへの吸引に 100 分、大容量空冷式発電機燃料タンクへの燃料補給に 50 分、水中ポンプ用発電機への燃料補給に 15 分、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給に 15 分、移動式大容量ポンプ車への燃料補給に 25 分等を想定しており、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>移動式大容量ポンプ車準備</u>：「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの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」）において、本操作に係る 1 ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1 名、重大事故等対策要員 13 名、運転員（当直員）3 名であり、現場での機材運搬、設置に 3 時間、ホース接続に 8 時間、ディスタンスピース取替に 1 時間等を想定しており、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>使用済燃料ピットへの注水確保</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、1 ユニット当たり重大事故等対策要員 12 名により作業を実施し、現場での使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の設置に 20 分等を想定しており、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>アニュラス空気浄化ファン起動準備（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る 1 ユニット当たりの要員数は、中央制御室対応は運転員（当直員）1 名、現場対応は重大事故等対策要員 1 名であり、現場での窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）接続・空気供給に 45 分、系統構成、起動に 5 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、アニュラス排気ファンの起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>大容量空冷式発電機が利用できるのは、事象発生から 25 分後以降とする。常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作の開始は、事象発生の検知、判断、大容量空冷式発電機の準備及び常設電動注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間を考慮して、事象発生から 50 分後とする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイによる代替炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から 50 分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回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>(崩壊熱除去機能喪失)</p> <p>動的機器の作動状況： ・ 注入流量/流出流量</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>(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、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.2.4図、第7.4.2.5図、第7.4.2.11図より、過渡開始後より1次系圧力、温度が上昇傾向を示していることから、全交流動力電源喪失により余熱除去機能が喪失していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.2.6図より、機器条件で設定したとおりの代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量（約10.3kg/s→約37m³/h）が確保されていることを確認した。</p> <p>④ 第7.4.2.4図、第7.4.2.8図、第7.4.2.9図、第7.4.2.11図、第7.4.2.12図より、加圧器頂部からの1次冷却材の流出流量と代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量がバランスすることにより1次系保有水量が安定しているとともに、原子炉容器水位はTAF以上を確保できおり、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器頂部からの流出流量の変動と加圧器頂部クオリティとの関係や加圧器頂部からの流出形態と1次系圧力の挙動の関連等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位）</p> <p>② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</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、評価項目となるパラメータについては、事象発生約2分後から、1次冷却材が温度上昇により沸騰し始め、蒸気が加圧器開口部から流出することで1次冷却系の保有水量が減少し、炉心水位は低下する。事象発生後25分で大容量空冷式発電機が利用可能になり、50分後に大容量空冷式発電機を電源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始することにより、事象発生後約150分で、加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量及び1次系温度は安定する。事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも0.7程度であり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるボイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、そのような場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持されるとし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7.4.2.8図にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性がある。この効果は、ほう素値が大きいほど顕著になることから、MOX燃料装荷炉心に比べてほう素値が大きいウラン炉心の評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の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、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水により、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示し</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、移動式大容量ポンプ車を用いて高圧注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットへ冷却水として海水を通水することで、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧再循環運転に切替るとともに、A、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.4.2.9図及び第7.4.2.11図にあるとおり、事象発生から約150分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達後、高圧再循環に切替えることにより燃料の冠水状態を維持し、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器雰囲気安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できるとしていることを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.2.6 安定停止状態について(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)には、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」であることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

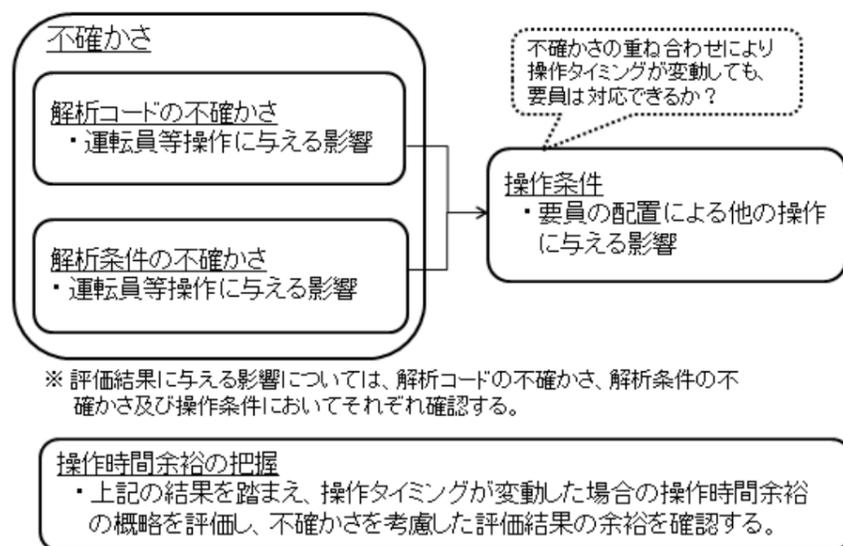
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>(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。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 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 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS 実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5 は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 本重要事故シーケンスの重大事故等対策である常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、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. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響は以下の通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して、Winfrith/THETIS 実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5 は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさを考慮した場合、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。ただし、<u>実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなると仮定しても、燃料有効長頂部から更に約 1.0m 高い地点まで水位が確保されるので、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない</u>ことを確認した。具体的には、第 7.4.2.8 図にあるとおり、原子炉容器水位が最も低くなる場合においても、原子炉容器水位は炉心上端から約 1.0m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は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小さいことを確認した。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料 5.2.7 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（全交流動力電源喪失））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。</u></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（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等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時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられらる炉心崩壊熱について影響評価を行うとしていることを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 上記(ii)②にあるとおり、本重要事故シーケンスの重大事故等対策である常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作は、事象の発生を起点に行うため、本操作に係る解析条件の不確かさはないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心崩壊熱は保守的な（大きい）値に設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて抑制され、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、事象の発生から50分後に常設電動注入ポンプによる炉心への注水操作を実施するが、この操作は、1ユニット当たり中央制御室の運転員1名及び現場の運転員等4名、<u>保修対応要員2名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</u></p> <p>② <u>常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作については、中央制御室及び現場での作業であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員による重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</u>ことを確認した。具体的には、代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水操作を行う現場操作を行う要員は、作業終了後に移動して他の操作に着手するが、操作完了から次の操作に着手するまでの時間的な重複が無いこと、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無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる（解析上は事象発生50分後より開始するが、実際には準備完了した段階で実施）。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 代替炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 常設電動注入ポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第7.4.2.13図にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで減少する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の開始時間余裕として、23分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.2.9全交流動力電源喪失における炉心注水操作の時間余裕について）において、操作遅れ等を考慮した当該操作の操作時間余裕について検討した結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（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、3号炉及び4号炉合わせて52名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3・4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、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 大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約2,560kWの負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量3,200kWにて電源供給が可能であるとしていることを確認した。また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能であるとしていることを確認した。</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 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である常設電動注入ポンプによる炉心注水の水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が水位異常低警報値となる水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を実施するため、水源の補給は必要とせずに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、電源としては、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、大容量空冷式発電機からの電力供給量が十分に大きいと、供給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)のとおりのとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している、大容量空冷式発電機による代替交流電源の確保、常設電動注入ポンプを用いた代替炉心注水、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧再循環運転及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに、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、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（外部電源、非常用所内交流動力電源系統、原子炉補機冷却機能）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運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により原子炉内燃料体の損傷を回避した後、B高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧再循環運転に切替え、さらにA、B格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続することにより、原子炉を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、当該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>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が機能喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉冷却材の流出

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5.3-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5.3-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5.3-2
(3) 燃料損傷防止対策	5.3-3
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5.3-9
(1) 有効性評価の方法	5.3-9
(2) 有効性評価の条件	5.3-11
(3) 有効性評価の結果	5.3-14
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5.3-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5.3-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	5.3-20
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	5.3-20
b. 操作条件	5.3-21
(3) 操作時間余裕の把握	5.3-22
4. 必要な要員及び資源の評価	5.3-23
5. 結論	5.3-24

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：原子炉冷却材の流出）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）														
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンス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) 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における事故シーケンスは、以下の3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"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 水位維持に失敗する事故 オーバードレンとなる事故 <p>（追補2. I 第3-6表抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1166 726 2044 894"> <tr> <td rowspan="3">原子炉冷却材の流出</td> <td>⊙ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td rowspan="3">・ 充てんポンプによる炉心注水</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>高</td> </tr> <tr> <td>－ 水位維持失敗</td> <td>中</td> <td>中</td> <td>低</td> </tr> <tr> <td>－ オーバードレン</td> <td>中</td> <td>中</td> <td>低</td> </tr> </table>	原子炉冷却材の流出	⊙ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	・ 充てんポンプによる炉心注水	高	高	高	－ 水位維持失敗	中	中	低	－ オーバードレン	中	中	低
原子炉冷却材の流出	⊙ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		・ 充てんポンプによる炉心注水		高	高	高								
	－ 水位維持失敗				中	中	低								
	－ オーバードレン	中		中	低										

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から系外への誤操作等による漏えいに起因して1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失する。これにより、1次冷却系の保有水が炉心崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中原子炉内燃料体の損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への漏えいが発生し、1次冷却材の流出が継続することにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したもの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>運転停止中原子炉内燃料体の露出及び損傷を防止するためには、炉心への注水手段を確保し、1次冷却系の保有水量を確保する必要がある。さらに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を確保し、原子炉内燃料体の崩壊熱の除熱を継続的に実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、炉心へ注水する機能を挙げており、具体的には、初期の対策として、充てんポンプを用いて炉心注水を行うことにより燃料の損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより炉心の除熱、原子炉格納容器の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

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。

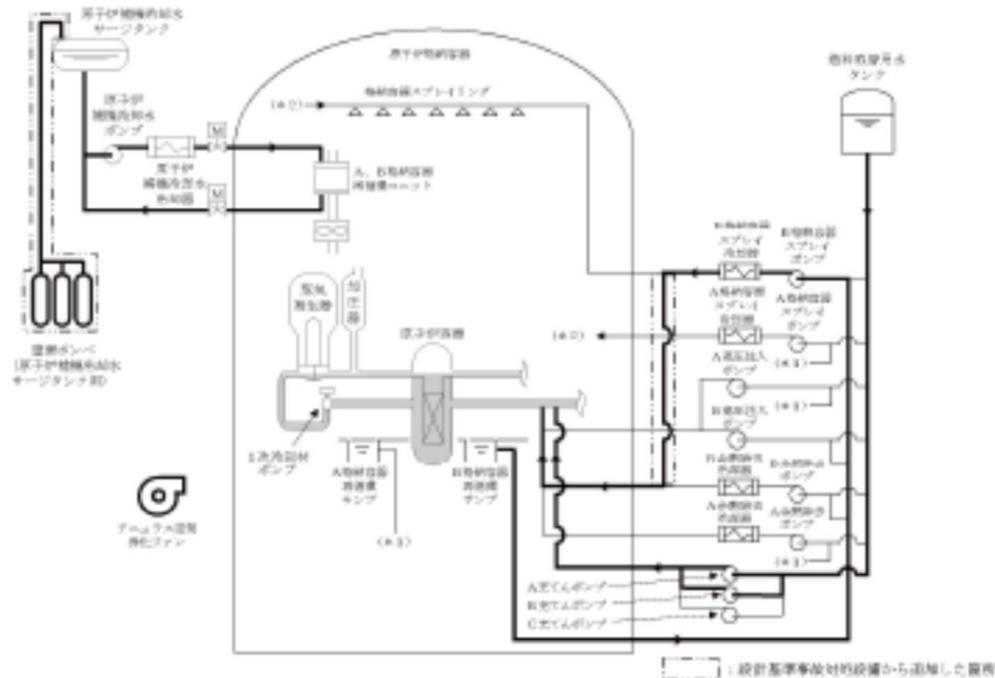
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する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>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、余熱除去機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、余熱除去流量が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、充てんポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に充てん注水し、1次冷却系の保有水量を維持するとともに、加圧器開口部（加圧器安全弁3弁取り外し中）からの蒸気の放出により崩壊熱を除去する。このため、ディーゼル発電機、充てんポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の燃料損傷防止対策である充てんポンプによる炉心への注水は、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、充てんポンプによる炉心への注水で用いる重大事故等対処設備として、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続するとともに、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行い、原子炉格納容器内の除熱を継続する。このため、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、B格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環サンプ、A、B格納容器再循環ユニット等を重大事故等対処設備として位置付けるとし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 安定状態に向けた対策として、「技術的能力1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「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」で整備されている格納容器スプレイポンプによる代替再循環を挙げていること、「第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」において、代替再循環による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）、B格納容器スプレイ冷却器等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、代替再循環を実施することで最終ヒートシンクに熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却・除熱については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器の冷却等のための手順等」で整備されているA、B格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等を用いた格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能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5.3.6 安定停止状態について）において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した時点」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p>	<p>(iv) 「第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、1次冷却材圧力等が挙げられていることを確認した。</p>

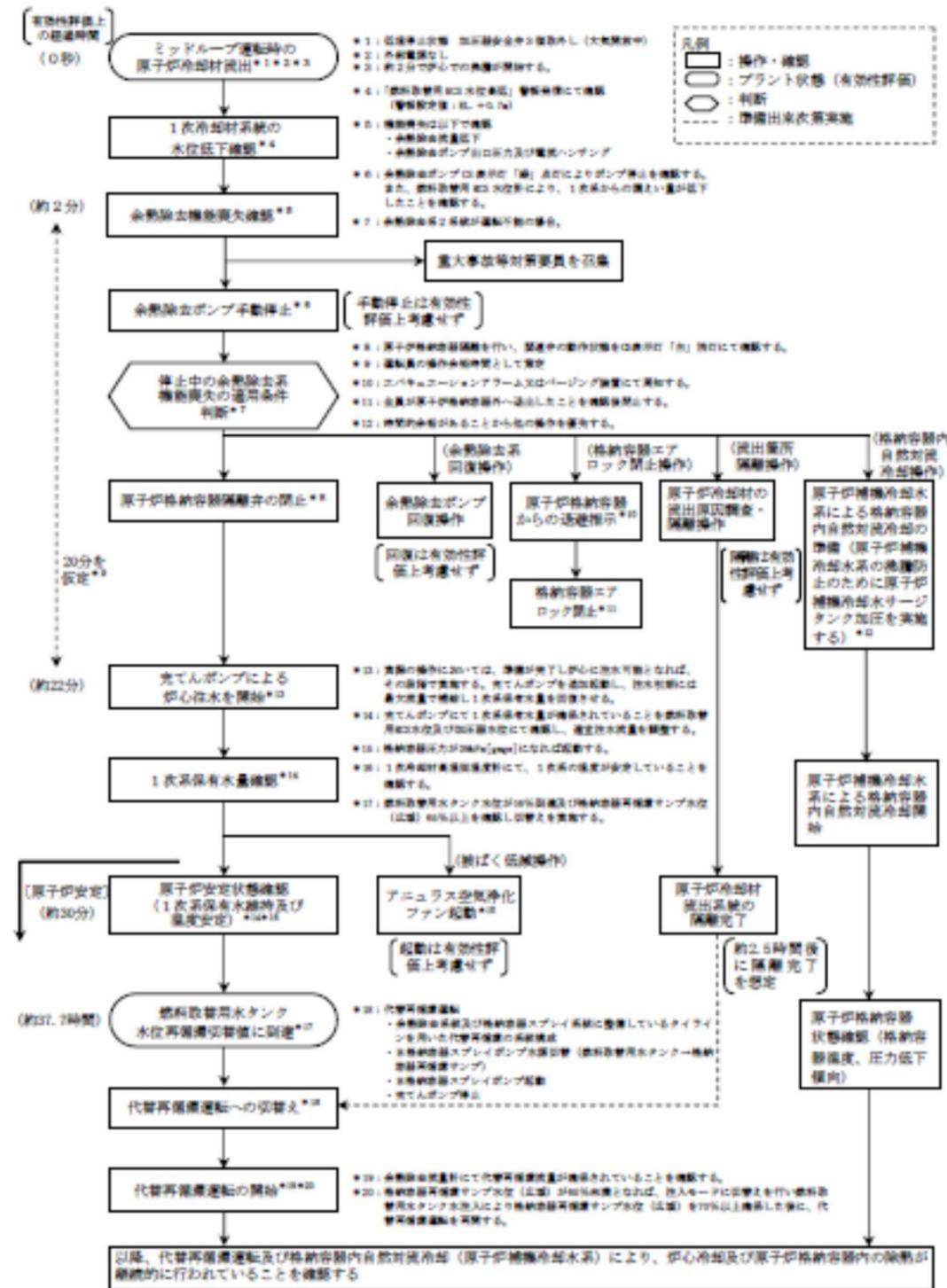
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 充てんポンプによる炉心注水に係る計装設備を確認</p> <p>② 格納容器スプレイポンプによる代替再循環に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>② B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）、格納容器スプレイラインB積算流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度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。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切り替え条件を確認。</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 余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環に切り替え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>補足説明資料（添付資料5.3.2格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に達するまでの時間について）において、再循環切替水位到達時点での燃料取替用水タンク水位の評価結果が示されている。</p>
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi）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"> ・ 余熱除去機能回復操作 ・ アニュラス空気浄化ファンの起動 ・ （原因調査及び隔離操作） <p>② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス空気浄化ファンの起動については、「技術的能力1.10 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」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しないが、実際に行う操作として、アニュラス空気浄化ファンの起動操作や余熱除去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運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(i) 充てんポンプによる炉心への注水に関連する設備として、充てんポンプ、燃料取替用水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のうち、代替再循環に関連する設備としてB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイプライン使用）、B格納容器スプレイ冷却器等が、格納容器自然対流冷却に関連する設備としてA、B格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(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7.4.3.2図「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）」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、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>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>余熱除去機能喪失の判断</u>：余熱除去流量の低下等により、余熱除去ポンプ運転不能と判断し、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料5.3.1 ミッドループ運転中における原子炉冷却材流出の想定と対応について）</u>において、想定される流出先毎に、流出検知のプロセス・判定及び対応操作の一覧が示されている。</p> <p><u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示16%になれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示65%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も</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」、「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1.10 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 重大事故糖の収束に必要となる水の供給手順等」及び「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下の通り整理されていること</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>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>を確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去機能回復操作やアニュラス空気浄化ファン起動操作等（実際には行うが）、解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p>



第7.4.3.1図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図



第7.4.3.2図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シナリオグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シナリオグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シナリオ（以下「重要事故シナリオ」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シナリオ選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。</p> <p>c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオ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、重要事故シナリオが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 運転停止中事故シナリオグループから、重要事故シナリオを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シナリオは、「I 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について」により選定された最も厳しい事故シナリオ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 重要事故シナリオ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ナリオ選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シナリオ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ナリオは PRA で選定されたシナリオと同一であることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シナリオグループの重要事故シナリオは、「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を選定している。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シナリオグループにおける事故シナリオは「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」が起こるとすることを確認した。重要事故シナリオの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.3の着眼点を踏まえ、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ないことから、充てんポンプによる炉心注水開始までの運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シナリオとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.3.3 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（原子炉冷却材の流出））において、運転停止中のプラント状態と主要パラメータ（1次系冷却材水位・温度・圧力）の推移が示されている。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シナリオの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シナリオ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>(i) 本重要事故シナリオ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、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次系における冷却材放出及び ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰及びボイド率変化、気液分離及び対向流、1次冷却系における ECCS 強制注入、1次冷却系における冷却材放出等を取り扱うことのできる M-RELAP5 を用いることを確認した。M-RELAP5 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>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シナリオ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>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
3) 解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。	3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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。

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. RHR 及び化学体積制御系の弁操作の過誤等による原子炉冷却材の流出を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の構成に基づき、人的過誤等によって仮定し得る原子炉冷却材の流出口及び流出量を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 待機中のECCS 等又は代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 原子炉冷却材流出口の隔離</p> <p>iii. 燃料取替用水タンクからの重力注入による崩壊熱除去機能を確保（蒸気発生器にノズル蓋が設置されず、大口径の開口部が1次系に設けられている場合。）</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを</p>	<p>確認結果（玄海3・4号炉）</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとして評価を行うことを確認した。その理由として、外部電源がない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定することを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、<u>1次冷却材の流出は、流量の多い余熱除去系からの流出とし、余熱除去ポンプ1台による浄化及び冷却運転時の標準値として450m³/hとする。流出する口径は余熱除去系統の最大口径で約20cm(8インチ)相当とする</u>ことを確認した。なお、ミッドループ運転中は1次系に余熱除去系、化学体積制御系等が接続されているが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出（最大口径である8イ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>確認。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系からの漏えい量の考え方について確認。 	<p>ンチ相当、漏えい継続）を想定している。）安全機能の喪失に対する仮定として、1次冷却系の水位が1次系冷却材管の下端に到達した時点で両系列の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去系機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとすること、余熱除去機能喪失後も系外への漏えいの停止を見込まないことを確認した。</p> <p>② 「第7.4.3.2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」において、初期条件、事故条件、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、事象発生の時期については、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた（崩壊熱を高くする厳しめの設定にするために短くしている）時間として、原子炉停止後72時間とする。また、外部電源はないものとする。これは、燃料の確保の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。 （原子炉冷却材の流出の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプの使用台数、設定する流量とその理由を確認。 	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「第7.4.3.2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）」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、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p>充てんポンプ：充てんポンプによる炉心注水流量は、原子炉停止72時間後を事象開始として、余熱除去系の機能喪失（事象発生から2分後）から20分後（事象発生から22分後）における崩壊熱による蒸発量（36.6m³/h）に加えて、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、45m³/h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（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>ii) 有効性評価ガイド 3.2(3)c. にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象及び安全機能の喪失を仮定している余熱除去系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。(なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。)</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策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>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、余熱除去ポンプ停止操作、原子炉格納容器隔離、充てんポンプによる炉心注水、アニュラス空気浄化ファン起動操作については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p>格納容器内自然対流冷却：「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）2名、現場対応の重大事故等対策要員4名であり、現場での原子炉補機冷却水系加圧操作に60分、可搬型温度計測装置取付けに60分、A、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水操作に10分等を想定しており、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>B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環：「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1ユニット当たりの要員は、中央制御室の運転員（当直員）1名、現場対応の運転員（当直員）2名であり、現場での代替再循環系統構成操作に12分、中央制御室での代替再循環系統構成、起動操作に10分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。</p> <p>原子炉格納容器エアロック閉止：「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、本操作に係る1ユニット当たりの要員は運転員（当直員）2名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで35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が整理されていることを確認した。</p> <p>② <u>余熱除去系の機能喪失を起点（事象発生から2分後）として、充てんポンプによる炉心注水操作の準備を開始する。注水準備に必要な時間を20分とし、充てんポンプによる炉心注水が、事象発生から22分後に開始されるとする</u>ことを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 充てんポンプによる炉心注水操作は、有効性評価上は事象発生から約22分後に操作開始するとしているが、実際には準備が完了次第、注水することを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</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>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 注入流量/流出流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 <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>(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、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 第7.4.3.6図、第7.4.3.10図より、余熱除去系からの1次冷却材の流出により、1次系保有水量が低下していることを確認した。</p> <p>③ 第7.4.3.10図より、機器条件で設定したとおりの充てんポンプによる炉心への注水流量が確保されていることを確認した(45m³/h→約12.5kg/s)。</p> <p>④ 第7.4.3.6図、第7.4.3.10図、第7.4.3.9図、第7.4.3.13図、第7.4.3.12図より、余熱除去系からの1次冷却材の流出流量と充てんポンプによる炉心への注水流量がバランスすることにより1次系保有水量が安定しているとともに、原子炉容器水位はTAF以上を確保できており、1次系温度や燃料被覆管の温度は有意に上昇していないことから、燃料損傷防止対策が有効に機能していることを確認した。また、加圧器への蓄水と1次系圧力の関係等を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <p>① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水）</p> <p>② 遮へいが維持される水位</p> <p>③ 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</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、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約2分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後約22分で、充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器等からの流出流量と炉心への注入流量が釣り合い、1次冷却系の保有水量を確保することができる。事象発生後、燃料有効長頂部のボイド率は最大でも0.7程度であり、充てんポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく、燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により空間線量率が抑えられ、作業員の被ばく低減が図られるため、原子炉格納容器内の空間線量率は燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはない。ほう素濃度が高い条件下では、炉心崩壊熱による1次冷却材におけるボイド発生により1次冷却材の密度が低下すると、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少により、一時的に反応度が上昇する場合もある。しかし、その場合であっても実効増倍率が1.0（臨界）より十分に低いことから、未臨界は維持されることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.4.3.9図にあるとおり、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保していることを確認した。</p> <p>② 原子炉容器水位は約TAF+2mを確保できていることに加え、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができていることを確認した。なお、原子炉容器水位が仮にTAFまで低下した場合においても、原子炉容器ふたは閉止されていること、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替え時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>③ 炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、炉心が燃料取替え作業時の未臨界確保の観点から高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に炉心反応度は正側に移行する可能性がある。この効果は、ほう素値が大きいほど顕著になることから、MOX燃料装荷炉心に比べてほう素値が大きいウラン炉心の評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の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、充てんポンプによる炉心注水により、原子炉容器水位は評価期間を通じてTAF以上を確保できていること、原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できていること及び事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-6.6%Δk/kであり、未臨界を確保できていることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系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</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、原子炉冷却材流出システムの隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプル水位が再循環切替値に到達後、格納容器スプレイ系による代替再循環運転に切替え、格納容器スプレイ冷却器による除熱を継続することで燃料の健全性を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 第7.4.3.10図及び第7.4.3.12図にあるとおり、事象発生から約30分以降、1次系保有水量及び1次系温度は安定しており、原子炉は安定状態を維持できていることを確認した。以降は1次系の漏れ箇所を隔離した上でB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環で炉心の冷却・除熱を行うとともに、必要に応じて格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の長期的な冷却・除熱を維持することを確認した。</p> <p>補足説明資料(添付資料5.3.6 安定停止状態について(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故))において、本重要事故シーケンスにおける安定状態は、「1次系保有水量が維持されており、1次系温度が安定した状態」としていることが示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
とを確認。	

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

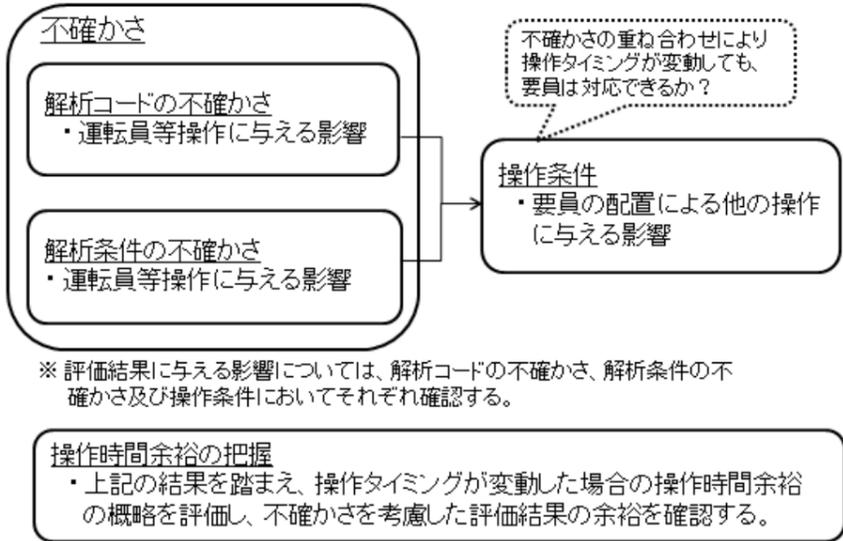
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) <u>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</u>は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、解析結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p>	<p>(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、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」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>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目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、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点に操作を開始する充てんポンプによる炉心注水であることを確認した。本操作は1次系水位低下の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、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通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して、Winfrith/THETIS 実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5 は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。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①のとおり、M-RELAP5 では、大気圧程度の低圧時における炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度である。したがって、実際の炉心水位が評価値より 0.4m 程度低くなる可能性があるが、燃料有効長頂部から更に約 1.3m 高い位置まで水位が確保され、燃料有効長頂部が冠水していることには変わりはない。また、1 次系冷却材配管の下端の水位に到達するまでの時間が早まるので、余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始は早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒程度であり、燃料の冷却への影響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</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>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとして、Winfrith/THETIS 実験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5 は大気圧程度の低圧時における炉心水位を最大で 0.4m 高く若しくは低く評価する可能性があることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさを考慮した場合、炉心水位を最大で 0.4m 低く評価する場合には、実際の炉心水位は高くなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、炉心水位を最大で 0.4m 高く評価する場合には、実際の炉心水位は低くなり、1 次系保有水量の減少が速くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなるが、図 5.3.9 にあるとおり、原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.3m の高さにあるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水状態は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

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（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等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>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量について影響評価を行うことを確認した。解析条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量は保守的な（大きい）値で設定されているため、実際には、1次冷却系の保有水量の低下は解析結果に比べて遅くなり、余熱除去機能が喪失する1次系冷却材配管の下端の水位に到達するまでの時間が遅くなる。よって、充てんポンプによる炉心注水開始は、余熱除去機能喪失を起点としているため遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、操作開始時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次冷却系の保有水量の減少が抑制されるため、炉心露出に対する時間的余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、実際の流出流量は解析の評価結果よりも少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制される。このため、1次系水位の低下による余熱除去機能喪失を起点としている充てんポンプによる炉心注水の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>② 1次冷却材の流出流量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクの保有水量が変動した場合について、評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、玄海3号炉及び4号炉では、燃料取替用水タンクの保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際には1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の低下は緩やかとなる。よって、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 1次冷却材の流出流量の変動を考慮した場合、実際の流出流量は解析の評価結果よりも少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.3.7 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（原子炉冷却材の流出））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（玄海3・4号炉）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</u></p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 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。 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>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 本重要事故シーケンスにおいては、余熱除去機能喪失+20分で充てんポンプによる炉心への注水操作を実施するが、この操作は、中央制御室の運転員（当直員）1名による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。 ② <u>充てんポンプによる炉心注水の一連の操作が中央制御室で実施されるため要員の配置による他の操作に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的には、充てんポンプによる炉心への注水操作を行う要員は、本操作の前に原子炉格納容器隔離弁閉止操作を行うものの、充てんポンプによる炉心への注水操作と原子炉格納容器隔離弁閉止操作は中央制御室からの操作であること、以降は充てんポンプの流量調整、停止操作を専任で行うため、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。 ③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果に与える影響の内容は妥当か。</u></p>	<p>1) (1)1.1)(i)②にあるとおり、解析コードの不確かさとして、炉心水位が低めに評価された場合は、1次系保有水量の減少が速くなり、これに伴い操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合には、操作開始の起点となる余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が大きくなるため、1次冷却材の蒸散率が大きくなり、1次系保有水量の減少が速くなる。このため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、操作時間が早まる時間は数十秒程度であり、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。一方、1次系における冷却材放出の不確かさにより流出流量が少なくなること、炉心崩壊熱の不確かさにより1次冷却材の蒸散率が小さくなること等により、1次系保有水量の減少が抑制され、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、操作開始の起点となる余熱除去機能喪失時点における崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、炉心へ注水するタイミングが早くなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (原子炉冷却材の流出の場合)</p> <p>① 充てんポンプによる炉心注水の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 充てんポンプによる炉心への注水操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 第7.4.3.14図にあるとおり、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量まで低下する時間を1次系保有水量の減少率で外挿して評価した結果、充てんポンプによる炉心への注水開始の時間余裕として、約33分程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（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、3号炉及び4号炉合わせて28名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52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要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3・4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給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 ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である充てんポンプによる炉心注水の水源地は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は約612.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLにて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)にあるとおり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>運転停止中事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している充てんポンプによる炉心注水及びB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環運転が、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「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」において、充てんポンプによる炉心注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに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、解析結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系の2系統）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な原子炉内燃料体の損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、充てんポンプによる炉心注水により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、格納容器スプレイ冷却器による炉心冷却への移行により、原子炉を安定状態へ導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、当該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>「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」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、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

反応度の誤投入

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策	5. 4-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	5. 4-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方	5. 4-2
(3) 燃料損傷防止対策	5. 4-3
2. 燃料損傷防止対策の有効性評価	5. 4-9
(1) 有効性評価の方法	5. 4-9
(2) 有効性評価の条件	5. 4-11
(3) 有効性評価の結果	5. 4-14
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	5. 4-16
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	5. 4-18
(2) 評価条件の不確かさの影響評価	5. 4-19
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	5. 4-19
b. 操作条件	5. 4-20
(3) 操作時間余裕の把握	5. 4-20
4. 必要な要員及び資源の評価	5. 4-21
5. 結論	5. 4-22

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価：反応度の誤投入）

1. 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。 （注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における事故シーケンスは、「反応度の誤投入事故」のみであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（追補2. I 第3-6表抜粋）</p> 

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の燃料損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、運転停止中事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等に起因する1次冷却材中への純水注入により、1次冷却材中のほう素濃度が低下することで正の反応度が添加され、臨界に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、停止余裕が減少して臨界に達し、燃料損傷に至る」であり、運転停止中事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したもの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>運転停止中原子炉内燃料体の臨界を防止するためには、早期に反応度の誤投入を判断し、速やかに希釈停止操作を行うとともに、未臨界状態が維持されていることを確認し、必要に応じてほう酸濃縮操作を実施する必要がある</u>ことを確認した。本運転停止中事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能として、反応度の添加を防止する機能、未臨界を確保する機能を挙げており、具体的には、初期の燃料損傷防止対策として、1次系補給水ポンプの停止操作等の希釈停止操作により反応度の添加を防止する必要があること、長期的な対策として、ほう酸濃縮を実施することにより未臨界を維持する必要があることを確認した。</p>

※ 4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

※※ 本評価においては、操作余裕時間の少ない4号炉を対象とした評価を行っており、3号炉の値については[]で示す。

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。

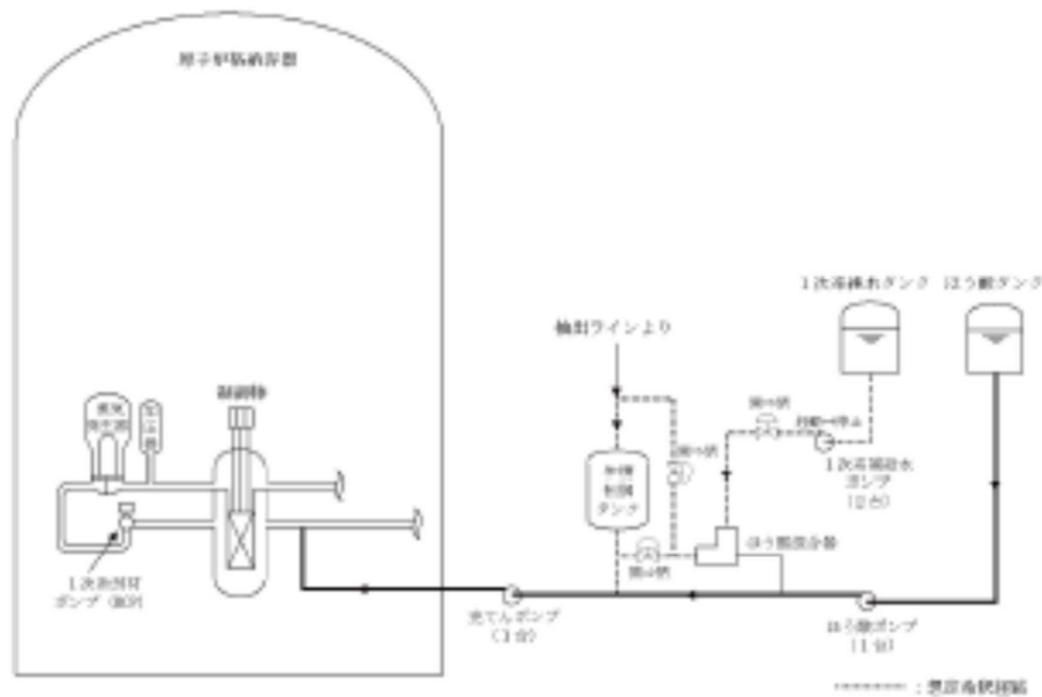
(3) 燃料損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する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>(反応度の誤投入)</p> <p>① 1次冷却材中のほう素濃度が低下し、停止余裕が減少していることを判別できるかを確認。</p>	<p>(i) 本運転停止中事故シーケンスグループでは、反応度の誤投入を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「第7.4.4.1表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」において、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束が挙げられていることを確認した。また、事象判別の手段として、原子炉補給水補給流量積算制御器の動作音及び可聴計数率計の可聴音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判別できることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の燃料損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本運転停止中事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の燃料損傷防止対策として、「1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」操作及び1次系補給水ポンプの停止操作により、1次冷却系への純水の注入を停止する」ことを確認した。具体的には、希釈停止操作として1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止操作を行うことを確認した。なお、希釈停止に係る計装設備はない。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 燃料の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 燃料の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、「充てんポンプによりほう酸タンクのほう酸水を炉心に注水し、未臨界を維持する。このため、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける」ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「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」で整備されているほう酸注入を挙げていること、「第7.4.4.1表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」において、ほう酸濃縮で用いる重大事故等対処設備として、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプが挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 希釈停止操作により1次冷却系への純水注入を停止するとともに、ほう酸濃縮により事象発生前の停止ほう素濃度を維持できることから、長期的に原子炉安定状態を維持できることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の燃料損傷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>(反応度の誤投入)</p> <p>① ほう酸濃縮に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「第7.4.4.1表「反応度の誤投入」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① ほう酸濃縮に係る計装設備として、出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子線源領域中性子束、ほう酸タンク水位が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(v) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、希釈停止操作とほう酸濃縮を平行して行うため、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はないことを確認した。</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>(vi) 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、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対策はないことを確認した。</p> <p>① 該当なし。</p> <p>② 該当なし。</p>

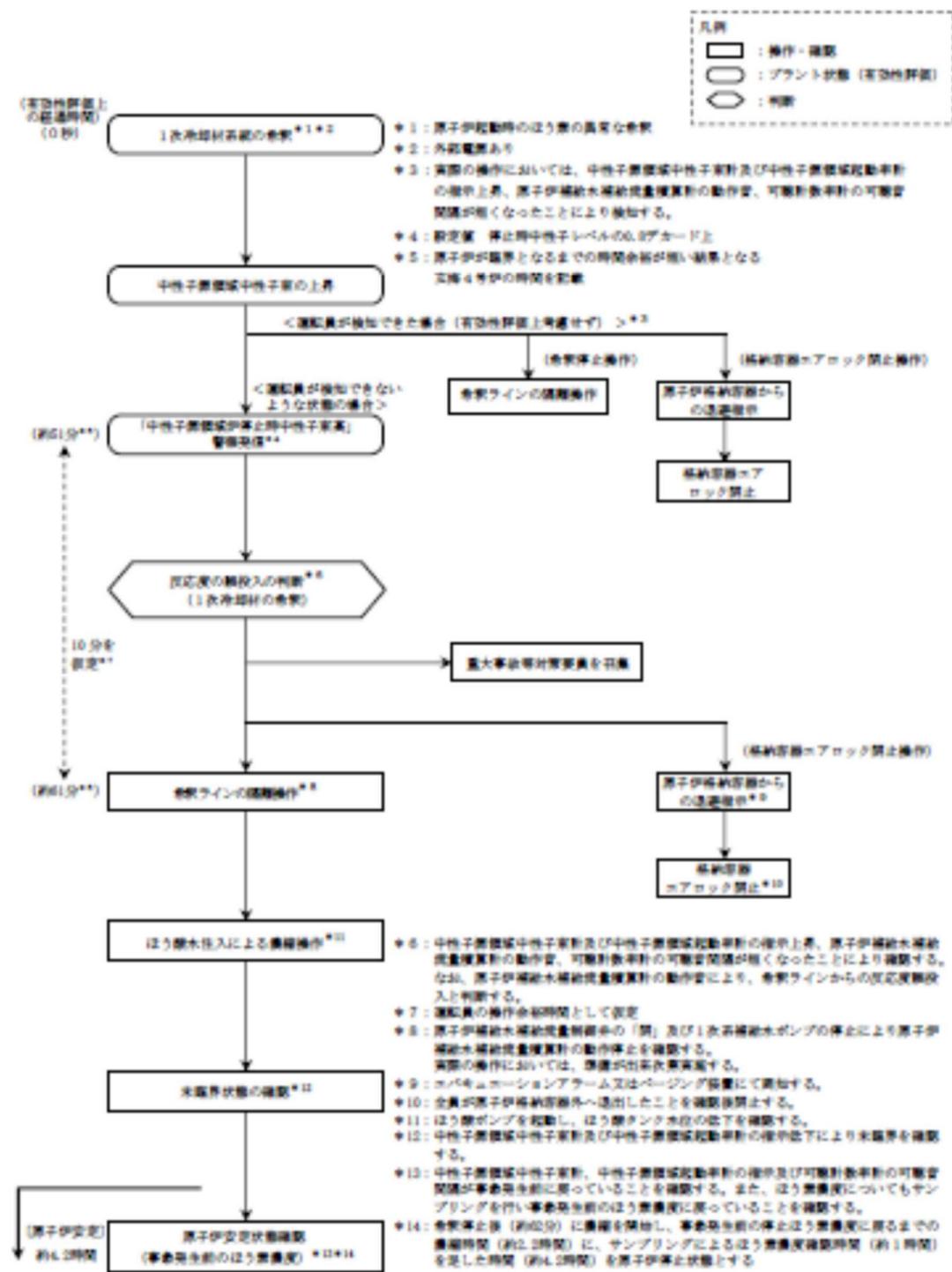
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>③ 該当なし。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 本運転停止中事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「第7.4.4.1表「反応度の誤投入」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>※「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、要求されていない。</p>
<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>(i) 希釈停止及びほう酸濃縮に関連する設備として、充てんポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、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>(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7.4.4.2図「反応度の誤投入」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）」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を確認した。 補足説明資料（添付資料5.4.1原子炉起動前のほう素希釈時の外部電源喪失における反応度事故の懸念について）において、当該事象により1次冷却材ポンプの再起動によりほう素濃度の低い水塊が炉心に注入される懸念がない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（玄海3・4号炉）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	
<p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、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>（ii）事象進展の判断基準等について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>反応度の誤投入の判断</u>：「中性子源線領域炉停止時中性子束高」警報発信、線源領域中性子束及び線源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタ作動音発生、可聴係数率の可聴音間隔が短くなることにより反応度の誤投入を判断。</p> <p><u>未臨界状態の確認</u>：中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率計の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していること、サンプリングによりほう素濃度が事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認。</p>
<p>5) 本運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>（i）個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>（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)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。また、事故収束に必要な事故時計装に関する手順は、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と、原子炉格納容器エアロック閉止に関する手順は、「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 該当なし。（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、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対策はない。）</p> <p>④ 本運転停止中事故シーケンスグループの対応各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であり、実現性があることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」において、考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する</p>

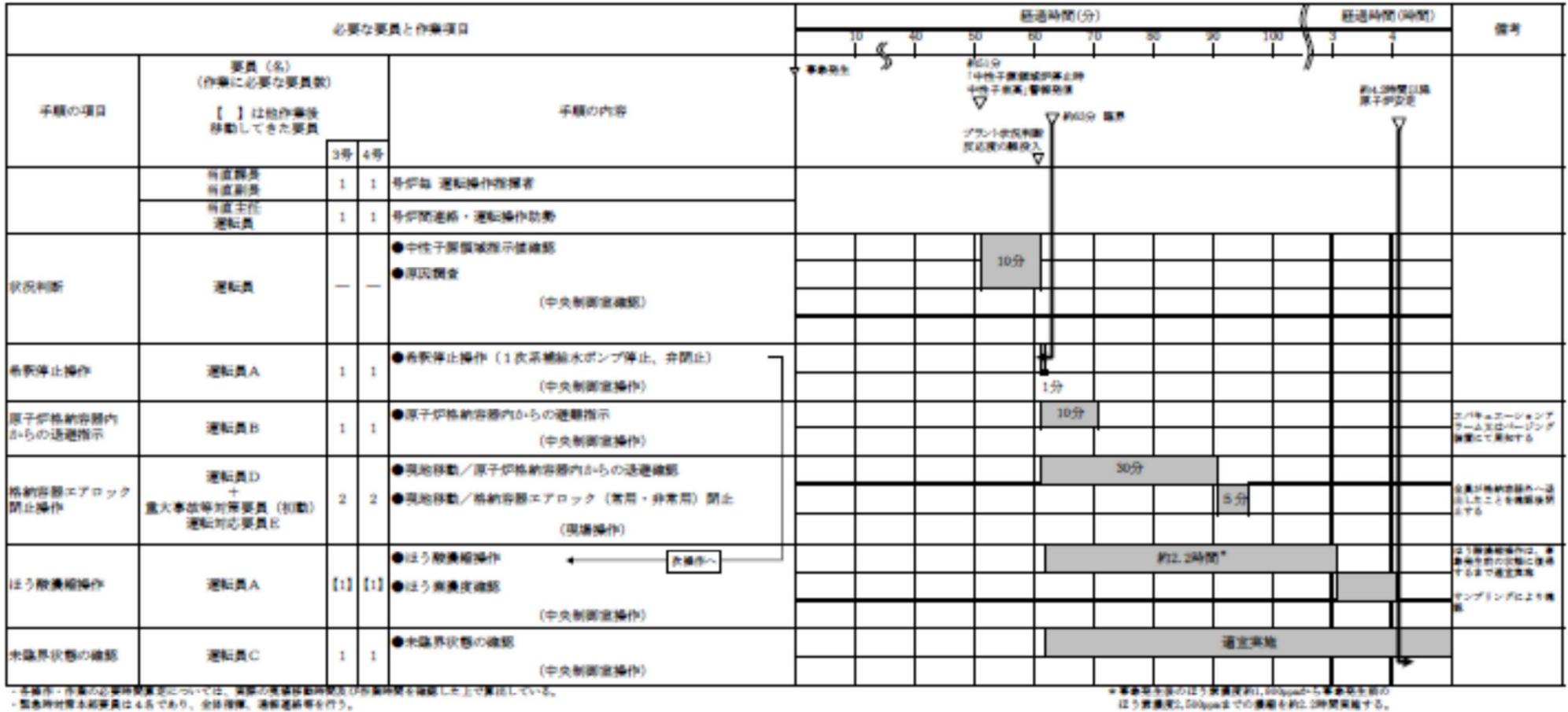
審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>操作については、警報発信等から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p>



第7.4.4.1図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図



第7.4.4.2図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要（「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）



第 7. 4. 4. 3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間
(原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

2. 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等 運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について 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。 (i) 運転停止中事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。 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) 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 で選定された事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」であるが、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることを考慮して、本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」とすることを確認した。</p> <p>② 本運転停止中事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「反応度の誤投入」である。定期検査中においては、原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない措置を講じていることを考慮し、化学体積制御系の弁の誤動作等による純水注入は、原子炉起動時に起こり得ると想定する。また、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点からも原子炉起動時を想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3.3の着眼点を踏まえ、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>また、原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93℃以下に到達後から燃料取替ほう素濃度までの濃縮完了後から原子炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、原子炉停止中は希釈による反応度誤投入事象は発生しないことを確認した。</p>
<p>2) 使用する解析コードは適切か。(→解析コードの審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>(i) 該当なし。本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要である。中性子束とほう素濃度の関係から導かれた評価式により、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求める。これにより、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価することを確認した。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 該当なし。上記(i)にあるとおり、本重要事故シーケンスでは、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価することを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲 (1) 有効性評価にあたっては、最適評価手法を適用し、「3.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p>	<p>3) 評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
3) 有効性評価ガイド 3.1(1)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。	

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等によって原子炉へ純水が流入し、ほう酸水が希釈されることによって反応度が投入される。</p> <p>(b) 主要解析条件（3.2 有効性の評価の共通解析条件に記載の項目を除く。）</p> <p>i. ほう酸の希釈量は、化学体積制御系の設備容量、純水流入停止までの所要時間及び初期ほう素濃度を踏まえて、設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 化学体積制御系等から原子炉への純水流入ラインの隔離によるほう酸の希釈の停止（必要に応じてほう酸水の注入。）</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>確認結果（玄海3・4号炉）</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 1次系補給水ポンプにより原子炉へ純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源はあるものとする。ことを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを 確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>・ 1次系補給水ポンプによる純水注水流量を確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注入されることを想定する。1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（60m³/h）に余裕を持たせた値81.8m³/hとすることを確認した。</p> <p>② 「第7.4.4.2表 主要評価条件（反応度の誤投入）」において、初期条件、事故条件等、評価で設定した条件とその考え方が全体的に整理されており、初期条件として、制御棒は全挿入とする。水による希釈率を大きくするため、1次冷却系の有効体積は小さめにし、1次冷却系の有効体積は加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた261m³とする。1次冷却系のほう素濃度については、初期は、燃料取替用水タンクの保安規定制限値である2,500ppmとし、臨界時は1,800ppmとすることを確認した。</p> <p>なお、本審査書においては、玄海3号炉と4号炉を比較し、警報発信から臨界に至るまでの時間的余裕が少ない4号炉について記載している。補足説明資料（添付資料5.4.4 臨界ほう素濃度の設定について）において、解析条件で使用している臨界ほう素濃度1,800ppmの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（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(1) 原子炉の運転停止中の期間</p> <p>原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列までを、原子炉の運転停止中の期間とする。ただし、全燃料が使用済燃料貯蔵槽に取り出され、原子炉に燃料がない場合は除く。なお、原子炉の運転停止中の期間を、原子炉の圧力、温度、水位及び作業状況等に応じて適切に区分すること。</p> <p>(2) 原子炉内の状態等</p> <p>原子炉内の炉心流量及び崩壊熱等については、設計値等に基づく現実的な値を用いる。</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <ul style="list-style-type: none"> 線源領域炉停止時中性子束高の設定値とその考え方を確認。 	<p>(i) 機器条件として、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「表 5.4.2 主要評価条件（反応度の誤投入）」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>線源領域炉停止時中性子束高：評価上の「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は、警報発信から臨界までの時間的余裕を少なめに評価するため、実際の設定値（0.5 デカード上）に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8 デカード上とすることを確認した。具体的には、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5 デカード（$10^{0.5}$＝約3.2 倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、設定値に計器誤差を考慮した0.8 デカード（$10^{0.8}$＝約6.3 倍）上として設定することを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 5.4.5 反応度の誤投入における警報設定値の影響について）において、解析条件で使用している設定値0.8 デカードの保守性の根拠が示されている。</p>
<p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 安全施設の適用条件</p> <p>b. 故障又は待機除外を仮定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（設備の待機状態、原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p>	<p>(ii) 該当なし。本重要事故シーケンスにおいては、安全機能の喪失を仮定していない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>c. 故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド）</p> <p>（ii）有効性評価ガイド 3.2(3)c.にしたがって、解析上、故障又は待機除外を仮定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が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以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、状況判断、希釈停止、ほう酸濃縮及び未臨界状態の確認については中央制御室による操作であり、現場操作はない。</p> <p>原子炉格納容器エアロック閉止：「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、本操作に係る1ユニット当たりの要員は運転員(当直員)2名であり、現場での原子炉格納容器エアロック閉止完了まで35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が整理されていることを確認した。</p> <p>② 希釈停止操作の開始は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後とすることを確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 該当なし。</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（玄海3・4号炉）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止） （炉心の著しい損傷の防止） 4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 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燃料損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。 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。 （反応度の誤投入の場合） ・ 臨界到達までの時間と運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作を講じるまでの時間とを比較し、未臨界が確保できるかを確認。</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>(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、事象の発生、燃料損傷の恐れに至るプロセス、初期の燃料損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 該当なし。 ③ 該当なし。 ④ 第7.4.4.4図より、事象発生の約51分後に「中性子源領域炉停止時中性子高警報」が発信し、臨界に至るほう素濃度に至るのは、事象発生の約63分であるが、警報発信から10分後の事象発生の約61分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止を行い、1次冷却材のほう素の希釈を停止することから希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保されることを確認した。</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。 ① 原子炉容器水位（有効燃料長頂部の冠水、遮へいが維持される水位） ② 未臨界の確保（充てんポンプによるホウ酸水の注水、減速材密度反応度）</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>1次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生から約51分後</u>[約79分後]<u>に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の約61分後</u>[約89分後]<u>に1次系補給水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注入停止操作（所要時間は1分）を実施し、1次冷却材の希釈を停止する。希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発信されるまで約51分</u>[約79分]<u>を要し、臨界（ほう素濃度：1,800ppm）に至るまでにはさらに約11分</u>[約19分]<u>を要する。警報発信から10分後に純水注入停止操作を開始することから、臨界到達までの時間余裕は約1分であるが、実際に見込まれる純水注入停止操作の所要時間が約20秒であることを考慮すると、運転員が異常状態を検知してから純水注入停止操作の終了までには時間があり、未臨界を維持することがで</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>きる。炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態である。原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持されていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p> <p>② 希釈停止以降、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約4.2時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能であることを確認した。なお、臨界ほう素濃度である1,800ppm [1,850ppm]まで希釈された際に、初期ほう素濃度2,500ppm [3,100ppm]まで濃縮するのに要する時間は約2.2時間[約4時間]であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.7安定状態について（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動により原子炉へ純水が流入する事故））において、安定状態の確立に要する時間の根拠が示されている。</p> <p style="text-align: right;">※[]は3号炉の場合の値</p>
<p>(iii) 初期の燃料防止対策により、燃料の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は運転停止中原子炉内燃料体の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、炉心が臨界に至るまでに反応度の誤投入を検知し、希釈停止操作を行えること、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽を維持できることを確認した。</p>
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.1(2)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系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>(反応度の誤投入の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 純水注水の停止及びほう酸の濃縮操作及び継続的なほう素濃度のサンプリングにより、長期にわたって未臨界の維持ができることを確認。 	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、事故によって、1次冷却系が臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,500ppmまで濃縮するのに要する時間は約2.2時間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(ii)②にあるとおり、希釈停止以降、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約4.2時間後[約6.2時間]に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能であることを確認した。なお、臨界ほう素濃度である1,800ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度2,500ppm [3,100ppm]まで濃縮するのに要する時間は約2.2時間[約4時間]であることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">※[]は3号炉の場合の値</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

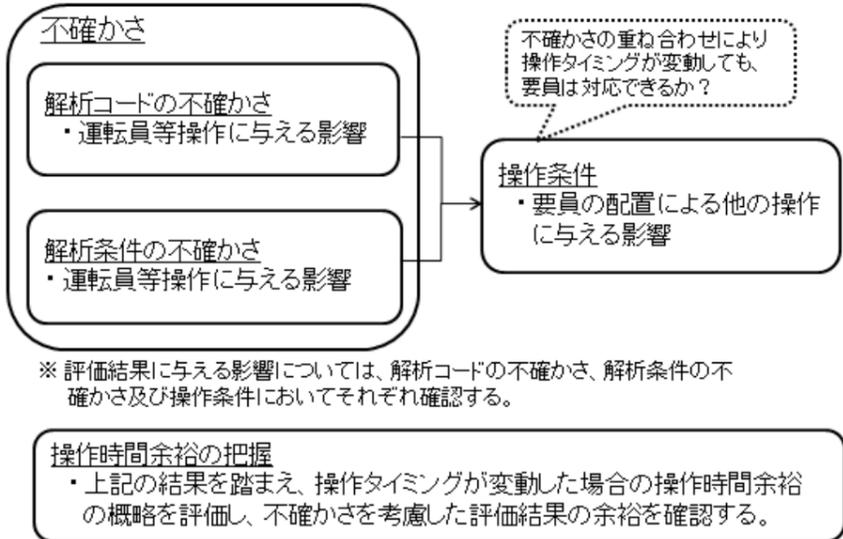
確認内容の概要：

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（玄海3・4号炉）
<p>1. 評価条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 評価条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 不確かさを考慮すると、評価結果が非保守的となる場合は感度解析等により考察する方針としているか確認する。</p> <p>(反応度の誤投入の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。 	<p>(i) 評価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>評価条件の不確かさの影響評価方針は、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。なお、重要事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。</p> <p>参考：「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>(参考：6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<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要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>(ii) 評価条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p> <p>※ 事故シーケンス「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していないため、解析コードの不確かさの影響評価は実施しない。</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、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信を起点に操作を開始する希釈停止とすることを確認した。本操作は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信タイミングの不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較により、その傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>※ 運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、解析コードを用いた評価は実施していない。</p>

(2) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>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. 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 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>(反応度の誤投入)</p> <p>① 臨界ほう素濃度が変動した場合の運転員操作への感度を確認。</p> <p>② 1次系純粋注水流量が変動した場合の運転員操作への感度を確認。</p> <p>③ 線源領域炉停止時中性子束高警報設定値が変動した場合の運転員等操作への感度を確認。</p>	<p>(i) 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件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臨界ほう素濃度、1次系への純水注水流量及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値について影響評価を行うことを確認した。評価条件が運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>② 1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなることを確認した。</p>
<p>2. 評価条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における評価条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(反応度の誤投入)</p> <p>① 臨界ほう素濃度、1次系純粋注水流量が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p> <p>② 線源領域炉停止時中性子束高警報設定値が変動した場合の評価結果への感度を確認。</p>	<p>(i) 評価条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度は、評価項目のパラメータである事象発生から臨界到達までの時間に対して、余裕が少なくなるような設定をしている。よって、1次冷却系への純水補給水量及び臨界ほう素濃度を変動させた場合、事象進展は遅くなるため臨界到達までの時間が長くなり、運転員等の事象検知や操作に要する時間に対する余裕が増す。さらに、臨界到達時期が遅くなることにより、炉心露出に対する余裕が大きくなることを確認した。具体的には、臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、評価条件で設定している警報設定値より低く、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料5.4.8 解析条件の不確かさの影響評価について（反応度の誤投入））において、不確かさ評価を検討した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（玄海3・4号炉）
<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) 評価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、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信+10分で希釈停止操作を実施するが、運転員等操作は中央制御室における希釈停止操作のみ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。</p> <p>② 希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はないことから、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 本重要事故シーケンスにおける現場操作は、原子炉格納容器エアロックの閉止であるが、操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 希釈停止については、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</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（玄海3・4号炉）
<p>(運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (反応度の誤投入)</p> <p>① 希釈停止操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 希釈停止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 希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約11分かかるのに対し、警報の発信による事象発生を検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の合計11分を要することとしているが、実際の希釈停止操作には約20秒で完了できることから、臨界に至るまでに1分程度は確保できることを確認した。なお、実際には運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分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（玄海3・4号炉）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>3.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。</p> <p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（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18名である。これに対して、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員は52名であり対応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要員を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3・4号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、電源としては、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分に大きいため、供給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 本重要事故シーケンスでは外部電源喪失を想定していない。なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本運転停止中事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止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 本事故シーケンスグループにおいては、原子炉停止中の1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、1次冷却系からの漏れもないため、重大事故等対策時に必要な水源はないことを確認した。また、充てん系によるほう酸濃縮により、希釈停止時のほう素濃度から1次冷却系のほう素濃度を停止ほう素濃度とするまでには、約37.3m³のほう酸水が、臨界ほう素濃度から1次冷却系のほう素濃度を停止ほう素濃度とするまでには、約37.7m³のほう酸水が必要となるが、1基当たり約120m³の容量のほう酸タンクが2基設置されているため、停止ほう素濃度の確保に十分な容量が備わっていることを確認した。</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、本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機等を全出力で運転した場合に必要な重油量は約612.5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクに備蓄された重油量620kLで対応が可能であることを確認した。なお、本重要事故シーケンスの重大事故等対策に必要な水源の充足性については上記（iii）のとおりに。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p data-bbox="130 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="130 369 593 401">・ 1.～4.の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="130 417 1015 579">・ 具体的には、運転停止中事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた燃料損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から燃料損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1068 279 2822 352">運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して、申請者が運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策として計画している希釈停止操作及びほう酸濃縮操作が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1068 369 2822 489">重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」において、希釈停止操作を行った場合に対する申請者の評価結果は、運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が評価条件の不確かさを考慮しても、評価結果が評価項目を満足することに変わりがないことを確認した。</p> <p data-bbox="1068 506 2822 579">また、希釈停止操作により運転停止中原子炉内燃料体の損傷を回避した後、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能であることを確認した。</p> <p data-bbox="1068 596 2347 627">さらに、当該対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1068 644 2822 718">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1068 774 2822 848">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」に対して申請者が計画している運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

必要な要員と資源の評価

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

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（必要な資源と要員の評価）

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 必要な要員及び資源の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の 評価内容を確認する。</p> <p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価対象とするプラント状態を確認。 ② 発電所外から招集される参集要員についての条件を確認。 ③ 運転中の発電所内の初動対応要員数を確認。 ④ 停止中の発電所内の初動対応要員数を確認。 ⑤ 使用済燃料ピットに燃料を取り出している期間の初動対応要員数を確認。 ⑥ 屋外作業にかかる要員の評価で用いる仮定を確認。 	<p>(i) 要員の評価を行う際の対象プラントを確認するとともに、評価で用いる前提条件を以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 重大事故等発生時に対応する要員については、3号炉及び4号炉同時に重大事故等が発生した場合に対応可能であるか評価を行うことを確認した。 ② 発電所外から招集される緊急時対策要員については、実際の運用では集まり次第作業対応可能であるが、評価上は見込まないこととしていることを確認した。 ③ 運転中の初動対応は、運転員（当直員）12名及び緊急時対策本部要員（指揮者等）4名及び重大事故等対策要員36名の合計52名にて対応を行うことを確認した。 ④ 停止中の初動対応は、運転中と同様であることを確認した。 ⑤ 使用済燃料ピットに燃料を取り出している期間の初動対応は、運転中と同様であることを確認した。 ⑥ 有効性評価で考慮する屋外作業に必要なアクセスルート復旧時間として70分を考慮することを確認した。なお、復旧作業時間には、検証結果等を考慮して設定しており、アクセスルート復旧の他、保管場所までの徒歩での移動に必要な時間も含めていることを確認した。

※4号炉においては「復水タンク」を「復水ピット」、「燃料取替用水タンク」を「燃料取替用水ピット」と読み替える。

(2) 資源の評価条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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) 資源の 評価内容を確認する。 （i）資源の評価条件のうち、共通的な条件を確認する。 ① 有効性評価ガイドに倣い、7日間の資源の充足性を評価する方針であるかを確認。 ② 有効性評価の評価内容を踏まえた資源の評価となっているかを確認。</p> <p>（ii）水源の評価内容を確認する。 ① LOCA 事象等の場合の水源の評価内容、燃料取替用水タンクの有効水量を確認。 ② 全交流動力電源喪失等の蒸気発生器への注水が必要な場合の水源の評価、復水タンクの有効水量を確認。 ③ 原子炉格納容器への注水を行う場合の水源の評価内容、燃料取替用水タンクの有効水量を確認。 ④ 使用済燃料ピットへの注水が必要な場合の水源を確認。 ⑤ 水源の評価結果の包絡性について確認。</p>	<p>（i）資源の評価条件のうち、共通的な条件について、以下のとおり確認した。 ① 有効性評価ガイドに倣い、重大事故等対策を7日間継続するために必要な水源、燃料及び電源に関する評価を行うことを確認した。 ② 資源の評価に当たっては、有効性評価で想定した事故条件等の解析条件を考慮するとともに、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉において同時に重大事故等が発生した場合を想定して評価することを確認した。</p> <p>（ii）水源の評価内容について、以下のとおり確認した。 ① 炉心への注水が必要な LOCA 事象等の事故シーケンスについては、水源となる燃料取替用水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は水源を格納容器再循環サンプに切り替えるまでの間、注水継続が可能であることを評価することを確認した。燃料取替用水タンクの保有水量は、高圧再循環を考慮した場合の燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約 1,960m³（RWST 水位低レベル、CV 内水位が再循環可能となるような水量）とすることを確認した。 ② 蒸気発生器への注水が必要な全交流動力電源喪失等の事故シーケンスについては、水源となる復水タンクの保有水量が必要水量を上回ること又は淡水や海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備ができるまでの間、注水継続が可能であることを評価することを確認した。復水タンクの保有水量は、復水タンク定常水位以下の有効水量である約 970m³ [1,020m³] とすることを確認した。（〔 〕は 4 号炉の数値）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>③ 運転中の原子炉における重大事故が発生した場合の原子炉格納容器への注水については、淡水（八田浦貯水池）や海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備及び燃料取替用水タンクと復水タンクの接続ができるまでの間、燃料取替用水タンクからの注水が可能であることを評価することを確認した。なお、燃料取替用水タンクの保有水量は、燃料取替用水タンク定常水位以下の有効水量である約1,960m³（RWST水位異常低レベル、原子炉下部キャビティ注水に必要な水量）とすることを確認した。</p> <p>④ 使用済燃料ピットへの注水が必要な事故シーケンスについては淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とすることを確認した。</p> <p>⑤ 水源の評価については、事象進展が早い重要事故シーケンス等が水源（必要水量）として厳しい評価となる事から、重要事故シーケンス等を実効性を評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認した。</p>
<p>(iii) 重油、軽油の評価内容について確認する。</p> <p>① 重油について、全交流動力電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする重油量を確認。</p> <p>② 重油について、外部電源が喪失した場合の評価内容、評価対象とする重油量を確認。</p> <p>③ 非常用ディーゼル発電機、大容量空冷式発電機の燃料消費の考え方について確認。</p> <p>④ 重大事故等対策に必要な軽油量についての評価内容を確認。</p> <p>⑤ 中型ポンプ車の燃料消費についての考え方について確認。</p> <p>⑥ 緊急時対策所用発電機の燃料消費の考え方について確認。</p>	<p>(iii) 重油、軽油の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失時の大容量空冷式発電機による電源供給については、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクに備蓄している重油量により7日間の運転継続が可能であることを評価することを確認した。評価する重油量は、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの備蓄量（約376kL）とすることを確認した。</p> <p>② 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスについては、燃料油貯蔵そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量により、ディーゼル発電機2台を7日間運転継続できることを評価することを確認した。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行うことを確認した。評価する重油量は、燃料油貯蔵そう2基分の備蓄量264kL、燃料油貯蔵タンク2基分の備蓄量356kLの合計約620kLとすることを確認した。</p> <p>③ 大容量空冷式発電機、ディーゼル発電機、水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを確認した。</p> <p>④ 重大事故等対策において軽油の使用は無いことを確認した。</p> <p>⑤ 移動式大容量ポンプ車の燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始するとともに、定格負荷にて運転を行うことを確認した。</p> <p>⑥ 代替緊急時対策所用発電機の燃料消費については、保守的に事象発生と同時に運転を開始し、定格負荷にて運転を行うことを確認した。なお、緊急時対策所用発電機で使用する燃料消費については、建屋周辺に設置された貯蔵タンクに7日間運転を可能となる量を貯蔵しているが、当該タンクは、有効性評価で使用する機器の燃料とは共有しないことから、有効性評価に必要な燃料の評価には含めていないことを確認した。</p> <p>技術的能力1.18に7日間の燃料評価が示されている</p>
<p>(iv) 電源の評価内容について確認する。</p> <p>① 全交流電源喪失の発生や重畳を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>② 外部電源喪失を考慮している場合の評価内容を確認。</p> <p>③ 各事故シーケンスに必要な補機類の評価内容を確認。</p>	<p>(iv) 電源の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいて、有効性評価上考慮する補機類に電源供給を行い、その最大負荷が大容量空冷式発電機の給電容量（3,200kW）未滿となることを評価することを確認した。</p> <p>② 外部電源の喪失を想定している事故シーケンスにおいては、ディーゼル発電機からの給電を考慮する。また、外部電源があることを想定している事故シーケンスにおいても保守的に外部電源が喪失するものとして評価を行うことを確認した。</p> <p>③ 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等を実効性を評価し成立性を確認する事で事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認することを確認した。</p>

6.2 重大事故等対策時に必要となる要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 必要な要員の評価条件は適切か。</p> <p>1) 要員の 評価内容を確認する。</p> <p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果を確認する。</p> <p>① 運転中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 停止中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等で必要な要員の評価結果を確認。</p> <p>③ 燃料取り出し期間中の事故シーケンス等のうち、必要な要員が最も多くなる事故シーケンス等に必要な要員の評価結果を確認。</p>	<p>(i) 各事故シーケンスグループ等における必要な作業項目、要員数、移動時間も含めた所要時間の評価結果について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 運転中において必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「2.2 全交流動力電源喪失」、「3.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接過熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの補給対応をあわせて実施しても合計52名であり、初動対応として運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員の合計52名で対処可能であることを確認した。</p> <p>② 運転停止中において必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「5.2 全交流動力電源喪失（停止時）」であり、全交流動力電源喪失の重畳を考慮していることから使用済燃料ピットへの補給対応をあわせて実施しても合計52名であり、初動対応として運転員及び緊急時対策要員の合計52名で対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 使用済燃料ピットに燃料体を取り出している期間中において必要な要員数が最も多い想定事故は「4.1 想定事故1」及び「4.2 想定事故2」で合計40名となり、初動対応として運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員の合計52名で対処可能であることを確認した。</p>

6.3 重大事故等対策時の7日間の実施に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

(1) 水源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>1. 対策を7日間継続するための水源は確保されているか。</p> <p>1) 水源の評価内容を確認する。</p> <p>(i) 炉心注水、蒸気発生器への注水及び格納容器内注水の継続性について確認する。</p> <p>① 炉心注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>② 蒸気発生器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器への注水が必要となる事故シーケンス等のうち、必要な注水量が最も多くなる事故シーケンス等の水源について確認。</p>	<p>(i) 炉心注水、蒸気発生器への注水及び格納容器内注水の継続性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 炉心注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「5.2 全交流動力電源喪失（停止時）」であることを確認した。常設電動注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンクを水源とし、高圧再循環を考慮した場合の燃料取替用水タンクの有効水量である、定常水位以下の水量約 1,960m³ が使用可能であり、事象発生から約 53.8 時間の注水継続が可能であること、以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環の継続により、7日間の炉心注水の継続が可能であることを確認した。</p> <p>② 蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「2.2 全交流動力電源喪失」及び「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」であることを確認した。補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンクを水源とし、復水タンク枯渇までに炉心崩壊熱の除去等が可能な水量約 970m³ [1,020m³] が使用可能であり、事象発生から約 14.8 時間[16.6 時間]の注水継続が可能であること、以降は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とした復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能であることを確認した。（〔 〕は4号炉の数値）</p> <p>③ 格納容器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」であることを確認した。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンクを水源とし、燃料取替用水タンクの有効水量である、定常水位以下の水量約 1,960m³ が使用可能であり、事象発生から約 13 時間の注水が可能であること、燃料取替用水タンク枯渇までに、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンクへの補給準備及び燃料取替用水タンクと復水タンクの接続を行うことにより、格納容器内自然対流冷却開始まで代替格納容器スプレイの継続が可能であることを確認した。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により7日間の格納容器の冷却継続が可能であることを確認した。</p>

(2) 燃料の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であることを確認する。</p> <p>① 最も必要な重油量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 最も必要な軽油量が多くなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p>	<p>(ii) 燃料は7日間の対策を考慮しても十分であるかについて、以下のとおりを確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS 注水機能喪失」、「2.7 ECCS 再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 想定事故1」、「4.2 想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失」、「5.3 原子炉冷却材流出」及び「5.4 反応度の誤投入」であることを確認した。ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を2台で7日間継続した場合、約 593 kL の重油が必要となる。さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、7日間の運転継続した場合は約 11.7kL が必要となり、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を7日間継続した場合に約 7.8kL の重油が必要となる。これらを合計して約 612.5kL が必要となるが、燃料油貯蔵そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量約 620kL にて供給可能であることを確認した。なお、現実的には不要となる補機を順次停止することにより定格負荷未達となることから、実際の燃料消費量は少なくなる。</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.1.2 格納容器過温破損」、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」及び「5.2 全交流動力電源喪失（停止時）」である。大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を1台で7日間継続した場合、約 230.2kL</p>

	<p>の重油が必要となる。さらに、移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、7日間の運転継続した場合は約46.5kLが必要となり、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を7日間継続した場合に約7.8kLの重油が必要となる。これらを合計して約284.5kLが必要となるが、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクにて備蓄している重油量約376kLにて供給可能であることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対策において軽油の使用は無いことを確認した。</p>
--	--

(3) 電源の評価結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかを確認する。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮しない場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生や重畳を考慮する場合の負荷が最も厳しくなる事故シーケンス等の評価結果を確認するとともに、直流電源の充足性について確認。</p>	<p>(iii) 電源は想定される負荷に対して十分な容量を有しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS注水機能喪失」、「2.7 ECCS再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 SFP想定事故1」、「4.2 SFP想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失」及び「5.3 原子炉冷却材流出」及び「5.4 反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機の電源負荷について、工学的安全施設作動信号発信時に自動起動される負荷約6,900kWは、重大事故等対策時に必要な負荷を上回っていることから、ディーゼル発電機の給電容量7,100kWにて供給可能であることを確認した。</p> <p>② 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約2,550kW[2,560kW]の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量3,200kWにて供給可能であることを確認した。なお、直流電源についてはディーゼル発電機又は大容量空冷式発電機にて供給可能であるが、事故シーケンスグループ「2.2 全交流動力電源喪失」では、交流電源が24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも、不要直流負荷の切り離し等により24時間の直流電源供給が可能であることを確認した。（〔 〕は4号炉の数値）</p>

有効性評価 確率論的リスク評価（PRA）

はじめに.....	付録 1-4
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の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.....	付録 1-5
1. 1 事故シーケンスグループの分析について.....	付録 1-5
(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理.....	付録 1-9
(1) -1. PRAに基づく整理.....	付録 1-9
(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理.....	付録 1-11
(2) 抽出した事故シーケンスの整理.....	付録 1-12
(2) -1. 必ず想定する事故シーケンスグループについて.....	付録 1-12
(2) -2. 新たな事故シーケンスグループの追加について.....	付録 1-14
1. 2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて.....	付録 1-15
1. 3 重要事故シーケンスの選定について.....	付録 1-16
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方.....	付録 1-16
(2) 重要事故シーケンスの選定結果.....	付録 1-17
(3) 事故シーケンスの分析.....	付録 1-18
1. 4 まとめ.....	付録 1-20
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について.....	付録 1-21
2. 1 格納容器破損モードの分析について.....	付録 1-21
(1) 格納容器破損モードの抽出、整理.....	付録 1-22
(1) -1. PRAに基づく整理.....	付録 1-22
(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理.....	付録 1-23
(2) PRAの結果を踏まえた格納容器破損モードの検討.....	付録 1-24
(2) -1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討.....	付録 1-24
(2) -2. 新たな格納容器破損モードの追加検討.....	付録 1-25
2. 2 評価事故シーケンスの選定について.....	付録 1-26
(1) 評価対象とする PDS の選定.....	付録 1-26
(2) 評価事故シーケンスの選定.....	付録 1-28
(3) 外部事象の考慮.....	付録 1-30
(4) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性.....	付録 1-31
2. 3 事故シーケンスの分析.....	付録 1-32
2. 4 まとめ.....	付録 1-34
3. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策の有効性評価の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.....	付録 1-35
4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の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.....	付録 1-36
4. 1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について.....	付録 1-36
(1) 停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの分析について.....	付録 1-36
(1) -1. PRAに基づく整理.....	付録 1-36
(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理.....	付録 1-38

4. 2 重要事故シーケンスの選定について.....	付録 1-39
(1) 重要事故シーケンス選定の考え方.....	付録 1-39
(2) 重要事故シーケンスの選定結果.....	付録 1-40
4. 3 事故シーケンスの分析.....	付録 1-41
4. 4 まとめ.....	付録 1-42
5. 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活用した PRA の実施プロセスについて.....	付録 1-43

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録1 確率論的リスク評価（PRA））

1. 要求事項

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

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

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

- ① 運転中事故シーケンスグループ
 - a. 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - b. 全交流動力電源喪失
 - c. 原子炉補機冷却機能喪失
 - d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - e. 原子炉停止機能喪失
 - f. ECCS注水機能喪失
 - g. ECCS再循環機能喪失
 - h. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）
- ② 格納容器破損モード
 - 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）
 - b. 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
 - c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - d. 水素燃焼
 - e. 格納容器直接接触（シェルアタック）
 - f. 溶融炉心・コンクリート相互作用
- ③ 想定事故1及び想定事故2
 - a. 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能の喪失
 - b. 使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失
- ④ 運転停止中事故シーケンスグループ
 - a. 崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）
 - b. 全交流動力電源喪失
 - c. 原子炉冷却材の流出
 - d. 反応度の誤投入

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

（※²）格納容器破損に至る格納容器への負荷の種類に着目して類型化したもの。

はじめに

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) PRAの方法、評価対象、適用範囲が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRAの方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRAの説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA評価対象がどの時点の設備であるかを確認。(平成4年に計画・整備される以前の設備、いわゆる、「裸のPRA」に相当するか。)</p> <p>③ 内部事象（出力運転時、停止時）、地震、津波PRAが扱われていることを確認。PRAの整備状況について現状を整理し、これを踏まえて適用範囲を定めていることを確認。</p>	<p>① 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際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 追補2.1の「はじめに」に、今回のPRA評価対象として、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めず、原子炉設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築したとしていることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準の策定状況、国内での使用実績に基づいて、現時点で適用可能なものとして、下記のPRAを実施している。</p> <p>出力運転時レベル1PRA 運転停止時レベル1PRA 出力運転時レベル1.5PRA 出力運転時地震レベル1PRA 出力運転時津波レベル1PRA</p> <p>PRAを用いて評価するに当たり、内部事象は定期安全レビュー（PSR）においての実績、地震及び津波は試評価等の実施経験を有するものの、その他のPRAは、日本原子力学会のPRAに関する実施基準が未整備であること、又は、評価実績が乏しいことを考慮すれば、PRAの評価対象が上記の範囲に留まるとすることは、最新の技術に基づいた適用範囲であると判断した。</p>

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の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

1.1 事故シーケンスグループの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>②PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・ECCS注水機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>(b) 個別プラント評価による抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する確率的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p>	<p>① 内部事象レベル1PRAの手法を活用し、各起因事象と炉心損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。また、地震PRA及び津波PRAの手法を活用し、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定し、起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた起因事象階層イベントツリーと、炉心損傷を防止する手段等の状況を示すイベントツリーによって分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した。</p> <p>上記の、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという手法は、日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法に沿ったものであること及び、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>①-a 抽出した起因事象は追補2. I第1-2表「起因事象（内部事象）」にまとめられており、その中に過渡事象、LOCA、SGTR（蒸気発生器伝熱管破損）、インターフェイスシステムLOCAが含まれていることを確認した。また、LOCAについては破断口面積の違いによる事故時挙動への影響を考慮して、大破断、中破断、小破断に細分化していることを確認した。なお、従属性を有する起因事象としては、地震PRAの中で建屋損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる複数ループの同時破損（大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excess LOCA」という。））、原子炉補助建屋の損傷による複数の電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象（複数の電気盤損傷）も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っていることを確認した。</p> <p>①-b 玄海3・4号炉では、PWRプラントで用いられる起因事象のうち、適用除外とするものとその理由として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 極小LOCA：充てん/高圧注入ポンプ兼用のプラントに適用。玄海3・4号炉はこれらが独立している。 ・ DC母線1系列喪失：1系列喪失時に原子炉がトリップするプラントに適用。玄海3・4号炉はDC（直流）母線1系列喪失でトリップしない。 <p>としており、起因発生頻度の観点から条件a)を満足することを確認した。（第1.1.1.b-6表 グループ化した起因事象）</p> <p>①-c 事故シーケンスのグループ化の結果は追補2. I第1-7表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」にまとめられており、「事象の類似性による起因事象のグループ化」の方針に従って、炉心損傷に至る主要因ごとにグループ化されていることを確認した。また、「起因事象のグループ化の禁止」に該当する事故シーケンスとして、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系故障、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損及び破損側蒸気発生器の隔離失敗については、各々単独のグループとして扱っていることを確認した。（第1-1図「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス」において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない事故シーケンス及び大規模損壊対策とする事故シーケンスが示されている）</p>
<p>(i) 事故シーケンスグループの抽出方法や対象を確認する。</p> <p>① 事故シーケンスグループの各事象（内部事象、地震及び津波、その他）に対する抽出方法が、日本原子力学会標準に照らして妥当であることを確認。具体的には、有効性評価のグループ化の過程について、以下に示す基準を見たとしていることを確認。</p> <p>①-a 起因事象の選定については、考慮すべき事象として、以下のa)～e)が含まれていることを確認。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013 附属書E（規定）からの抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>E.1 起因事象の同定において考慮すべき事象</p> <p>a) 過渡事象 原子炉冷却材圧力バウンダリは健全な状態に保たれるが、プラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。</p> <p>b) LOCA 原子炉冷却材圧力バウンダリに破損が生じ、原子炉冷却材が喪失することでプラントの健全性を脅かす機器故障起因の事象及び人的過誤起因の事象の両方を含める。LOCA事象を細分化する場合にはその考え方を示す。</p> <p>c) SGTR（PWR）</p> <p>d) インターフェイスシステム LOCA 原子炉冷却系とのインターフェイスで起こると想定される故障、又は格納容器外での制御されない冷却材喪失をもたらすような運用を含める。</p> <p>e) 従属性を有する起因事象 緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象を考慮する。サポート系の故障によって発生する起因事象を同定する際には、ランダム故障又は共通原因による同一系統の機器の複数故障、さらに定例試験等による機器構成に伴う起因事象を含める。</p> </div> <p>①-b 起因事象の選定において、除外する事象がある場合には、以下のa)～c)のいずれかの基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、附属書H（参考）からの抜粋</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>H.2 除外判定基準の例</p> <p>ASME/ANS PRA 標準では、同定した起因事象のうち、これ以上評価を行わなくてよいように起因事象を評価対象から除外する基準として次のような判断基準を記載している。</p> <p>a) 起因事象発生頻度が 10^{-7}/炉年未満の事象。ただし、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉圧力容器破損は除く。</p> <p>b) 起因事象発生頻度が 10^{-6}/炉年未満で、少なくとも独立した2系</p> </div>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象</p> <p>c) 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象</p> <p>①-c 起回事象のグループ化において、以下の基準を満たしていることを確認。</p> <p>同、本文</p> <p>6.2 起回事象のグループ化</p> <p>6.2.1 事象の類似性による起回事象のグループ化</p> <p>同定した起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするために、体系的なプロセスを用いて起回事象のグループ化を行う。グループ化は、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル 2PRA との関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備、並びに緩和操作の観点から類似している事象 - グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。 <p>6.2.2 起回事象のグループ化の禁止</p> <p>同定した起回事象のうち、以下の項目に示すものについては、他の起回事象とは事象シナリオの展開及び/又は必要とされる緩和機能が異なることから、他の起回事象とは同一のグループとはしない。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 起回事象従属性を有する事象 - プラント応答が異なる（成功基準が異なる）起回事象、又は格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象。このような起回事象には、極度のLOCA（工学的安全施設のいかなる組合せでも緩和できない極めて大規模のLOCA）、インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損及び隔離されない格納容器外破断を含む。 - 隣接プラントの状態が評価対象プラントに影響を及ぼす起回事象 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(ii) 現状の PRA の整備状況では、外部事象すべてに PRA を適用できないため、外部事象で評価する対象を確認する。</p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。（全般④）</p> <p>第6条解釈（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>1 第6条は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。</p> <p>7 第3項は、設計基準において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含む。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。なお、上記の航空機落下については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成14・07・29 原院第4号（平成14年7月30日原子力安全・保安院制定））等に基づき、防護設計の要否について確認する。</p>	<p>① 地震及び津波以外の自然現象として、洪水、風（台風）、竜巻等の12事象を評価対象として選定しており、検討する事象の範囲及びその抽出方法、評価する事象の選定方法は次のとおり。</p> <p>・ 検討する事象には、想定される自然現象及び人為事象（故意によるものを除く）があり、これらについて、国内外の8つの基準を参考に、網羅的に54の自然現象と23の人為事象を抽出した。抽出した自然現象と人為事象について、評価上考慮すべき事象を選定するため、米国機械学会の基準を参考に除外基準を設定してスクリーニングを行い、12の自然現象と7の人為事象を選定した。このうち、人為事象については、航空機落下等の大規模損壊として取り扱うべきものが含まれており、本評価では自然現象に着目して整理した（追補2. I別紙1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」）。</p> <p>これにより、検討する事象は複数の基準に基づき抽出していることから網羅性があると考えられること、評価する事象のスクリーニング基準に合理性があると考えられること、航空機落下は大規模損壊で対応することが適当であること及び船舶の衝突等は安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低いことから、評価する事象は妥当なものと判断した。</p>

(1) 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) -1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>PRAに基づく整理</p> <p><u>(i) 起因事象の選定及び評価（機器の故障率や地震・津波の発生確率が適切に設定されていることを確認する）</u></p> <p>① 起因事象の発生頻度評価のバックデータである機器故障率、地震・津波ハザード曲線について、設計情報や運転情報に裏付けられているか、またその妥当性確認のためプラントウォークダウンを実施しているかを確認。</p> <p>② 各事象（内部事象、地震、津波）の評価に用いた起因事象と発生頻度の評価結果が記載されており、発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 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際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月 原子力規制庁）の記載事項を踏まえ、以下のとおり実施していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器故障率については、原子力安全推進協会が管理する原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAで公開されている国内プラントの故障実績を元にしており、実機の運転情報に裏付けられている。 ・ 地震ハザード曲線については、日本原子力学会の標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準：2007」の方法に基づき、サイト周辺の活断層データ及び過去の地震データ等を参考に設定していることを確認した。また、地震PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより地震影響等の確認を行っている。 ・ 津波ハザード曲線については、日本原子力学会の標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」の方法に基づき、サイト周辺の活断層データ及び過去の地震データ等を参考に設定している。また、津波PRAで重要となる機器を対象としたプラントウォークダウンにより津波影響等の確認を行っている。 <p>② 起因事象発生頻度については、以下のとおり追補2. Iに整理されていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 内部事象 第1-3表「起因事象発生頻度（内部事象）」 ・ 地震 第1-4表「加速度区分別地震発生頻度」 ・ 津波 第1-5表「津波高さ別津波発生頻度」 <p>また、プラント構成（高圧注入系のプースティングの有無等）や立地条件の違いを勘案した上で、先行炉（川内1・2号炉高浜3・4号炉等）の評価値から著しく乖離していないことを確認した。</p>
<p><u>(ii) 事故シーケンスの分析（地震及び津波PRA固有の評価方針に基づくことを確認する）</u></p> <p>① 地震及び津波PRAでは、内部事象PRAでは扱わない複数ループの同時破損、複数の電気盤損傷等、緩和系に期待できない事象を網羅的に抽出していることを確認。また、網羅的に抽出したことを示すエビデンスを確認。</p>	<p>① 地震及び津波レベル1PRAでは、これらの発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することにより、複合的な事象発生を組合せを含めた事故シーケンスの抽出を行っていることを確認した。また、事故シーケンスの定量化の結果を追補2. I第1-5図「事故シーケンスの定量化の結果」、第1-6表「事故シーケンスの定量化の結果」に整理していることを確認した。</p>
<p><u>(iii) 事故シーケンスの定量化（内部事象に加えて地震・津波の影響が発生確率の増加の形で考慮されていることを確認）</u></p> <p>① 各事象（内部事象、地震、津波）における事故シーケンスグループ及び発生確率が表の形で整理されており、選択された事故シーケンスが網羅的に記載されていることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンス毎に内部事象、地震、津波に分けてCDFを整理していることを確認した（追補2. I第1-6表「事故シーケンスの定量化の結果」、第1-7表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」）。</p> <p>なお、申請者は、基準地震動等の策定の過程で、想定活断層の諸元の見直し等を考慮することにより、地震及び津波ハザードを変更しており、これを踏まえ地震及び津波PRAを実施し、地震及び津波ハザードの変更が事故シーケンスグループ等の選定に及ぼす影響を評価した。その結果、申請者は、損傷モードや損傷設備の追加がないこと、また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはないことから、新たな事故シーケンスグループの追加はないとした。地震及び津波ハザード変更により、全炉心損傷頻度はわずかに増加したものの、地震及び津波特有の5つの事故シーケンスについて、その頻度及び影響度はハザード変更前後で有意な差異はないことから、申請者が新たな事故シーケンスグループとして追加しないと</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	していることについて、妥当であると判断した。

(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 地震、津波以外のPRAが使えない外部事象の影響がPRA分析の中で考慮されていることを確認する。</p> <p>① 地震、津波以外の外部事象のPRA評価への影響を考慮していることを確認。</p> <p>② 地震、津波以外の外部事象を考慮してPRA評価に影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 地震、津波以外の外部事象として、溢水又は火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、小破断LOCA、主給水流量喪失等の事象が想定されている。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の影響について検討していることを確認した。なお、これらの要因による建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機喪失、変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失が想定されるが、いずれも今回内部事象レベル1PRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定していることを確認した（追補2. I別紙1-1「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」）。</p> <p>② 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たな炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかったとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。 ・ 洪水、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。 <p>この判断については、設置許可基準規則解釈に則って、申請者が頻度の観点から全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認していること、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができることとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>津波、火災、溢水及びその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAで抽出された事故シーケンス以外の事故シーケンスはなく、炉心損傷後の格納容器内物理現象についてもa.の12の破損モードで想定するものと同じと考えられることから、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p>

(2) 抽出した事故シーケンスの整理

(2) -1. 必ず想定する事故シーケンスグループについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>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。</p> <p>(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>(b) 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することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</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>① 追補2. I第1-7表「PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討」に示された事故シーケンスは、審査ガイドがPWRに対して必ず想定するよう求めている以下の事故シーケンスが含まれていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS注水機能喪失 ・ ECCS再循環機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>また、上記以外の事故シーケンスについては、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>・ イベントツリーにより網羅的に抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスを起因事象及び安全機能の喪失状況に着目して類型化し事故シーケンスグループを特定するため、まず、抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスと、必ず想定する8つの事故シーケンスグループとの対応関係を整理した。その結果、抽出した炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、地震・津波特有の5つの事故シーケンス（原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））が、必ず想定する事故シーケンスグループに含まれなかった。</p> <p>② 玄海3・4号炉の場合、新たな事故シーケンスの追加はない。</p> <p>③ 追補2. I第1-8表「事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震及び津波PRA）」に事故シーケンスごとに内部事象、地震、津波に分けてシーケンス別CDFが整理されていることを確認した。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを以下のように分類していることを確認した。（第1-1図「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス」）</p>
<p>(i) 事故シーケンスグループが漏れなく選定され、炉心損傷対策の有無により分類がなされていることを確認。</p> <p>① 事故シーケンスグループが審査ガイドの有効性評価で指定しているもの（PWRでは8個）が完備していることを確認。</p> <p>② PRA以外の評価で事故シーケンスグループを設定した場合には、その根拠を説明していることを確認。</p> <p>③ 内部事象、地震及び津波に分けてPRA評価結果が整理されていることを確認。</p> <p>④ 事故シーケンスグループを、炉心損傷を防止できるか否か、格納容器機能に期待できるか（下記参照）等で、確認すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の格納容器破損防止機能に期待でき、炉心損傷対策があるもの（規則解釈1-2(a)を適用）。 ・ 炉心損傷後に格納容器破損防止機能に期待できないもの（規則解釈1-2(b)を適用）。 	<p>a. 1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉補機冷却機能喪失 (d) 原子炉停止機能喪失 (e) ECCS注水機能喪失 (f) ECCS再循環機能喪失 <p>b. 1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> (g) 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (h) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損） <p>c. 1-2(a)及び(b)以外の事故シーケンスグループ</p> <p>なし</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷を防止できないもの（規則解釈 1-2(a)、1-2(b)を適用できないもの） （⑧事故シーケンスグループを、炉心損傷防止できるか否か等で分類） 	

(2) -2. 新たな事故シーケンスグループの追加について

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な事故シーケンスグループを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 審査ガイドの解釈で指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスとしては、外部事象に特有な事故シーケンス5つについて確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ・ 原子炉建屋損傷 ・ 原子炉格納容器損傷 ・ 原子炉補助建屋損傷 ・ 複数の信号系損傷 <p>この中で、玄海3・4号炉に固有な特殊な事故シーケンスは含まれていないことを確認した。これらの事故シーケンスの有効性評価への影響については、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加するか否かの検討を、PRAの結果も考慮し、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較することにより行った。 ・ 頻度の観点からは、5つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認した。 ・ 影響度の観点からは、建屋損傷等により機能喪失する炉心損傷を防止するための設備の組合せの特定は困難であり、影響度に大きな幅があるが、発生する事象の程度に応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、必要に応じて大規模損壊対策による影響緩和を図ることができることを確認した。 ・ 以上より、頻度及び影響度の観点から必ず想定する事故シーケンスグループと比較し、総合的に判断して、5つの事故シーケンスは新たに追加する必要はないとした。 ・ よって、想定する事故シーケンスグループは、設置許可基準規則解釈が必ず想定することを要求しているものと同様である。

1. 2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 炉心損傷が免れないために有効性評価の対象外とするシーケンスの影響を考慮していることを確認する。</p> <p>① 国内外の先進的な対策によっても、炉心損傷対策を講じるのが困難なシーケンスを洗い出し、有効性評価で対象外としても影響がない理由を述べていることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策と同等のものが講じられた上で、炉心損傷防止が困難であって、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスは、事故シーケンスグループに含めないが、格納容器破損防止対策における評価事故シーケンスに包絡させるものとする」としていることを確認した。具体的には、該当する事故シーケンスとして、以下の6つを選定し、頻度と影響度の観点から評価事故シーケンスに含める必要がないことを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗） ・ 原子炉補機冷却機能の喪失＋補助給水失敗 ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA） ・ 大破断 LOCA＋低圧注入失敗 ・ 大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗 ・ 中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗 <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補 2. I 別紙 3「国外での先進的な対策と玄海原子力発電所 3号炉及び 4号炉での対策の比較」に整理していることを確認した。</p>

1. 3 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>实用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</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）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>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</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）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 有効性評価ガイドの指定する4つの着眼点（系統間機能依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定し、4つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理し、選定に用いていることを確認した。また、選定の際に複数の事故シーケンスが重要事故シーケンスの候補となる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを選定していることを確認した（追補2. I 第1-9表「重要事故シーケンスの選定について（運転中の炉心損傷防止に係るもの）」）。</p>

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 審査ガイドの方針に従って事故シーケンスを選定する過程を確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、上記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、最も「高」が多いシーケンスが重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第1-9表「重要事故シーケンスの選定について（運転中の炉心損傷防止に係るもの）」）。</p>

(3) 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析（事故シーケンスの構成要素の分析）による玄海発電所3・4号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した。（追補2. 1別紙6「出力運転時内部事象レベル1PRAにおける主要なカットセットについて」）</p> <p><u>2次冷却系からの除熱機能喪失：</u> 補助給水機能が喪失する要因としては、補助給水ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失などが考えられる。ここでは復水タンク閉塞による水源喪失等が支配的となっているが、炉心損傷防止対策として補助給水系とは異なる系統を使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。 また、「2次冷却系の破断＋補助給水失敗」、「2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗」のシーケンスでは、破断ループ隔離に伴う診断失敗や操作失敗が上位のカットセットとして抽出されたが、これらについても同様にフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> <p><u>全交流動力電源喪失：</u> 「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」は、ディーゼル発電機室給気ファンの共通原因故障等により、ディーゼル発電機A及びBが機能喪失することで全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至るシーケンスであり、代替交流電源を確保するとともに2次系強制冷却を行うことにより炉心損傷防止が可能である。また、RCPシールLOCAが発生し、1次系保有水量が低下するような場合は、大容量空冷式発電機により代替交流電源を確保し、2次系強制冷却及び常設電動注入ポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。</p> <p><u>原子炉補機冷却機能喪失：</u> 全交流動力電源喪失と同様である。</p> <p><u>原子炉格納容器の除熱機能喪失：</u> 格納容器スプレイ機能が喪失する要因としては、格納容器スプレイポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失などが考えられるが、ここでは、格納容器スプレイ信号の発信失敗や格納容器スプレイ再循環移行時の人的過誤が支配的となっている。その場合でも、格納容器スプレイシステムを使用しない格納容器内自然対流冷却を実施することで炉心損傷防止が可能である。</p> <p><u>原子炉停止機能喪失：</u> 原子炉トリップに失敗するカットセットとして、共通原因故障による原子炉トリップ回路の作動失敗と遮断器の開失敗が要因となっている。この場合においても、多様化自動作動設備により炉心損傷を防止することが可能である。</p> <p><u>ECCS注水機能喪失：</u> 高圧注入機能が喪失する要因として、高圧注入ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失などが考えられるが、ここでは、注入ラインの手動弁やオリフィスが閉塞することによる注入配管閉塞が支配的である。その場合でも、炉心損傷防止対策として2次系強制冷却による1次系の減圧後、閉塞した高圧注入系とは別の系統から低圧注入等を実施することで炉心損傷を防止することが可能である。 「大破断LOCA＋低圧注入失敗」、「大破断LOCA＋蓄圧注入失敗」及び「中破断LOCA＋蓄圧注入失敗」の事故シーケンスは、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。炉心損傷に至った場合でも、高圧注入系等による炉心損傷の拡大抑制や格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器の閉じ込め機能の維持が期待できる。</p> <p><u>ECCS再循環機能喪失：</u> 再循環機能が喪失する要因としては高圧注入ポンプ等の故障、注入配管閉塞、再循環切替失敗、水源喪失などが考えられるが、ここでは弁の操作失敗等人的過誤が支配的となっている。その場合でも2次系強制冷却後の低圧再循環等を実施することにより炉心損傷を防止することが可能である。 頻度が小さいものの、運転員が事象診断に失敗し再循環への切替がなされない場合、格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合の代替再循環の不能が考えられるが、これらに対しては、多様性拡張設備ではあるがAM用代替再循環ポンプによる代替再循環を整備している。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p><u>格納容器バイパス：</u> ECCS等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーション*を実施することで炉心損傷防止が可能である。 ※ ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。</p>

1. 4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p> <p>申請者が必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震及び津波特有の5つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈に則って、頻度は全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。</p> <p>また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈に則った考え方であることから、妥当であると判断した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。</p>

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

2.1 格納容器破損モードの分析について

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>①個別プラントの内部事象に関する PRA 及び外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p><u>(i) 地震、津波以外の PRA が使えない外部事象の影響が PRA 分析の中で考慮されていることを確認する。</u></p> <p>① 外部事象で地震・津波以外が評価対象外である理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 外部事象の影響のうち、地震と津波以外のその他の自然現象については、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討した結果、以下に示す理由により、新たに格納容器破損モードを追加する必要はないとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 内部溢水又は内部火災の発生の際には、同一区画に近接設置されている機器や制御回路が共通要因により機能喪失してイベントツリーにおけるヘディングの失敗確率を上昇させる可能性があるものの、レベル1PRAにおいて新たな事故シーケンスが発生するものではない。また、原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難いことから、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル1.5で想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。 自然現象等の外部事象の発生の際には、建屋外部に設置された設備への影響により外部電源の喪失又は海水系統の損傷による原子炉補機冷却機能喪失の発生の可能性が大きくなるが、起因事象としては変わらないことから、レベル1PRAにおいて新たな事故シーケンスグループが発生するものではない。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル1.5で想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。

(1) 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) -1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① プラント損傷状態が定義されていることを確認。</p>	<p>① プラント損傷状態の設定については、以下のとおりとしていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後のプラント損傷状態（以下「PDS」という。）は、起因事象と1次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）の3種類の属性を用いて定義した。 ・ レベル1PRAで抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスから、さらに高圧注入・再循環、格納容器スプレイ注入・再循環の分岐・ヘディングを考慮し、内部事象レベル1.5評価用のイベントツリーを作成した。これを用いて各事故シーケンスのPDSを特定した後、PDSごとに事故シーケンスを整理した。 ・ さらに、PDSごとに、設備の動作状態及び各種現象の発生状態を検討して、格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る事故シーケンスが、①c.の6つの格納容器破損モードのいずれかに対応することを確認した。この結果を用いて、格納容器破損モードごとにPDSを整理した。
<p>(ii) 格納容器破損モードの評価</p> <p>① 格納容器破損モード毎に格納容器イベントツリーで抽出された事象が記載されていることを確認。</p>	<p>① 内部事象については、プラント状態を分類し、事象の進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析して、格納容器バイパス、格納容器隔離失敗及び格納容器物理的破損に係る以下の12の格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） 2) インターフェイスシステムLOCA（νモード） 3) 格納容器隔離失敗（βモード） 4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード） 5) 格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード） 6) 溶融物直接接触（μモード） 7) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード） 8) 水素燃焼又は水素爆轟（γモード） 9) ベースマット溶融貫通（εモード） 10) 格納容器貫通部過温破損（τモード） 11) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード） 12) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに格納容器破損モードの評価に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象以外の事象については、現時点では、内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討を実施した。 検討の結果、地震特有の格納容器破損モードとして、βモード、gモード及び地震による格納容器破損（χモード）が考えられるが、βモード及びgモードについてはa.の12の破損モードで抽出されていること、χモードについては直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失であることから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とせず、大規模損壊対策で対応することとし、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることを確認した。</p> <p>(参考)</p> <p>申請者は、基準地震動等の策定の過程で、想定活断層の諸元の見直し等を考慮することにより、地震及び津波ハザードを変更した。これを踏まえて、地震及び津波ハザードの変更が事故シーケンスグループ等の選定に影響を及ぼさないかを評価した結果、以下に示すとおり、いずれについても新たな破損モードの追加は不要であるとしていることを確認した。</p> <p><u>地震の影響：</u> 格納容器破損モードについては、地震動による建物の大規模な損壊の可能性は十分低く、内部事象により選定した破損モード以外に追加を要するものはないと考えられる。 事故シーケンスについては、地震レベル1PRAで考えられる地震特有の事故シーケンスがある。</p> <p><u>津波の影響：</u> 格納容器破損モードについては、津波による原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難く、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。 事故シーケンスについては、高台にない屋外設備（海水ポンプ）、屋内の低位置の設備（原子炉補機冷却水ポンプ）等の損傷が考えられ、原子炉補機冷却機能及び非常用所内交流動力電源の喪失につながることから、サポート機能の喪失が発生すると考えられる。</p> <p><u>内部溢水及び内部火災の影響：</u> 追補2. I別紙8「有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」に記載のとおり、内部溢水又は内部火災の発生の際には、同一区画に近接設置されている機器や制御回路が共通要因により機能喪失してイベントツリーにおけるヘディングの失敗確率を上昇させる可能性があるものの、レベル1PRAにおいて新たな事故シーケンスが発生するものではない。また、原子炉格納容器及びその内部構造物の破損は想定し難いことから、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル1.5で想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p> <p><u>その他外部事象の影響：</u> 自然現象等の外部事象の発生の際には、建屋外部に設置された設備への影響により外部電源の喪失又は海水系統の損傷による原子炉補機冷却機能喪失の発生の可能性が大きくなるが、起因事象としては変わらないことから、レベル1PRAにおいて新たな事故シーケンスグループが発生するものではない。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象は内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等となり、新たな格納容器破損モードの追加は不要と考えられる。</p>

(2) PRAの結果を踏まえた格納容器破損モードの検討
 (2) -1. 必ず想定する格納容器破損モードの検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 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 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(i) 審査ガイドで指定されている格納容器破損モードのうち、除外するものがないか、またその理由が明記されているか確認する。</p> <p>① 必ず想定する格納容器破損モードに含まれるもののうち、プラント固有の条件により発生の可能性がないと思われるもの（格納容器直接接触等）について、その除外の理由を説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断において検討対象とした12の格納容器破損モードには、必ず想定する5つの格納容器破損モードが含まれていることを確認した。（下記※参照）</p> <p>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRの一部の格納容器に特有の事象とみなされているため、PWRである当該評価の対象から除外するとしていることを確認した。これは、当該モードがBWRマークI型の原子炉格納容器（原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部がある）に特有の事象とみなされており、原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面へ流れる構造がないPWRでは発生の可能性がないと考えられるためである。</p> <p>また、第2-4図「格納容器イベントツリー」においては、格納容器破損モード「高圧溶融物直接接触/格納容器直接加熱」のうち、高圧溶融物直接接触をμモード、格納容器直接加熱をσモードに分類しているが、μモードについては、原子炉容器が高圧状態で破損した場合に溶融炉心が急激に噴出し、原子炉格納容器壁に付着して原子炉格納容器の破損に至る事象であることから、原子炉格納容器の破損を防止する対策は、本申請では原子炉容器の破損までに1次系を減圧することである。1次系の減圧により高圧溶融物放出を防止できればσモードによる原子炉格納容器の破損を防止できることから、μモード及びσモードへの対策は同一となることとしていることを確認した。</p> <p>※検討対象とした12のCV破損モードは、設置許可基準規則第37条で規定する必ず想定するCV破損モードのうち、シェルアタックを除いた5つ（静的負荷、HPME/DCH、FCI、水素燃焼、MCCI）の5つが含まれると整理した。（検討対象時点では、「過圧破損」、「過温破損」は「静的負荷」にまとめられている。）</p>

(2) -2. 新たな格納容器破損モードの追加検討

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) プラント固有の事情により特殊な格納容器破損モードを新たに考慮する必要がないかを確認する。</p> <p>① 審査ガイドの解釈に指定されている格納容器破損モード以外で、追加すべき格納容器破損モードがある場合もない場合も、その理由が記載されていることを確認。</p>	<p>① 必ず想定する格納容器破損モードに分類されない2つの破損モード（α及びβモード）及び3つの破損モード（θ、ν及びgモード）については、以下の理由から新たな格納容器破損モードとして考慮する必要はない。</p> <p>αモードについては、国内外における実験的研究と専門家による物理現象に関する分析により、発生確率は極めて低いと評価されていること。</p> <p>βモードについては、定期検査及び原子炉起動前の格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施すること、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に1回確認する運用であること及びエアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていることなどにより、人的過誤による発生確率は極めて低いと評価したこと。</p> <p>3つの破損モード（θ、ν及びgモード）については、事故シーケンスグループに含め炉心損傷防止対策として評価すること。</p> <p>なお、gモードのうち高温誘因蒸気発生器伝熱管破損については、発生頻度が非常に小さいことに加え、発生を防止するための1次系強制減圧を確実にを行うための対策が整備されていること、1次系が高温状態でも1次系強制減圧（加圧器逃がし弁の開状態）を維持できることを解析により確認していること、蒸気発生器への給水により炉心損傷を回避できる場合があることなどから、発生を防止できること。</p> <p>よって、想定する格納容器破損モードは、以下の6つとすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）（δモード） ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）（τモード） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（μ、σモード） ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ηモード） ・ 水素燃焼（γモード） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（εモード）

2. 2 評価事故シーケンスの選定について

(1) 評価対象とする PDS の選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 破損モード毎の PDS の中から評価対象を選定する方針について確認。</p> <p>① 各破損モード別に該当する PDS の一覧と、その中で最も厳しい PDS（本文に説明）が選定されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷後の PDS は、起因事象と 1 次系圧力、炉心損傷時期、格納容器内事象進展（格納容器破損時期、溶融デブリの冷却手段）の 3 種類の属性を用いて定義していることを確認した（追補 2. 1 第 2-6 「想定する格納容器破損モードの選定」、第 2-7 表「評価対象とするプラント損傷状態の選定」）。</p> <p>また、以下のように選定結果とその理由を示していることを確認した。</p> <p><u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 破断規模の大きい A** が、原子炉格納容器内への 1 次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。 ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがない** D が、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、破断規模が大きく ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する AED となる。 <p><u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器破損時に溶融物が高压で原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなる観点で、LOCA が発生しておらず補助給水による 1 次系の冷却にも期待できない T** が、原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。 ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがない** D が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する TED となる <p><u>高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 1 次系の圧力が高く維持される T** が、1 次系減圧の観点で厳しい。 1 次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失は、TED に含まれる。 したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管等の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する TED となる。 <p><u>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 破断規模の大きい A** が、事象進展が早く、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点で厳しい。 原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない** W は、格納容器スプレイが機能する** I に比べて原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、破断規模が大きく ECCS 注水又は格納容器スプレイ注水が行われるが再循環の失敗により除熱機能が喪失する AEW となる。 <p><u>水素燃焼：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 全炉心ジルコニウム量の 75% が水と反応することを前提とすると PDS による水素発生量の差異がなくなるが、事故進展が速く、原子炉容器破損が速く起きる A** が水素放出速度の観点で厳しい。 格納容器スプレイ注入・再循環に成功する** I では水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなる点で厳しい。

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>・ したがって、当該格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動するAEIとなる。</p> <p><u>格納容器直接接触（シェルアタック）：</u></p> <p>・ シェルアタックは、追補2.1別紙2-3「格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について」に示すとおり、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面へ流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとしていない。</p> <p><u>溶融炉心・コンクリート相互作用：</u></p> <p>・ 破断規模の大きいA**が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食発生の観点で厳しい。</p> <p>・ 1次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がないA**が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。</p> <p>・ ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがない**Dが、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。</p> <p>・ したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。</p>

(2) 評価事故シーケンスの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</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. (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>(2) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>b. (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>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用</p> <p>b. (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>b. (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>(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）</p> <p>b. (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格納容器直接接触の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>b. (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>(i) 審査ガイドの方針に従って評価対象とするシーケンスを選定する過程を確認する。</p>	<p>① 格納容器破損モードごとの PDS から、影響の観点で最も厳しくなる PDS を選定し、この PDS を構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを抽出し、有効性評価の評価事故シーケンスとしてしていることを確認した。</p> <p>なお、有効性評価においては、事象進展をより厳しくする観点などから、PRA の過程で選定された評価事故シーケンスに加え、複数の機能の喪失の重畳を考慮している場合もある。（追補 2.1 第 2-7 表「評価対象とするプラント損傷状態の選定」、第 2-8 表「評価事故シーケンスの選定（運転中の格納容器破損防止に係るもの）」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
① 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定では、前段で最も厳しいPDSを選定したことを踏まえた選定になっているか確認。	

(3) 外部事象の考慮

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 外部事象によって評価事故シーケンスが変わらないかどうかを確認する。</p> <p>① 外部事象（地震、津波、内部火災、内部溢水等）の影響により新たに評価事故シーケンスの選定に影響が出ないことを説明していることを確認。</p>	<p>① 内部事象、地震及び津波以外の事象について、現時点では、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを以下のとおり検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 内部溢水及び内部火災の事故シーケンスについては、溢水、火災により様々な同時故障が発生しても、炉心損傷を防止するための手段等との組合せは内部事象レベル1PRAと同じであるため、内部事象レベル1PRAにより抽出された事故シーケンスと同じ事故シーケンスになると推定される。 ・ 洪水、風（台風）、竜巻等の事故シーケンスは、安全上の重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプ及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失があるが、これは内部事象レベル1PRAの手法を活用したイベントツリーにより抽出済みの事故シーケンスである。 ・ よって、新たに炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されなかった。

(4) 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理したものがあれば、それをすべて列挙すると共に、評価事故シーケンスでの取扱い方について説明していることを確認。</p>	<p>① 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した事故シーケンスは以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗） ・ 原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗 ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA） ・ 大破断 LOCA＋低圧注入失敗 ・ 大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗 ・ 中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗 <p>これらのうち、「大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）」以外の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することができるとしていることを確認した。</p> <p>「大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）」は、地震により複数の1次冷却材配管や原子炉容器等が損傷することを想定している。当該事故の事象進展は、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で大LOCAと変わりがなく、炉心注入がなければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないとしていることを確認した。（別紙8「格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定に係る外部事象の考慮について」）</p> <p>また、国内外の先進的な対策との比較を追補2. 1別紙3「国外での先進的な対策と玄海原子力発電所3号炉及び4号炉での対策の比較」に整理していることを確認した。</p>

2.3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析による玄海3・4号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した（追補2. 1別紙12「出力運転時内部事象レベル1.5PRAにおける主要なカットセットについて」）。</p> <p><u>格納容器過圧破損：</u> 当該格納容器破損モードでは、原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生して炉心損傷に至り、「裸の PRA」の評価においては原子炉格納容器の破損に至る等が主要なカットセットである。 有効性評価で採用した対策で用いる機器（常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット）は、主要なカットセットの設備とは独立していることから、その影響を受けることはなく使用可能であり、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。</p> <p><u>格納容器過温破損：</u> 当該格納容器破損モードでは、外部電源喪失時に、共通原因等によりディーゼル発電機室給気ファンの作動に失敗し、ディーゼル発電機室の温度が上昇してディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となって炉心損傷に至り、「裸の PRA」の評価においては原子炉格納容器の破損に至る等が主要なカットセットである。 有効性評価で採用した対策で用いる機器（常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット）は、主要なカットセットの設備とは独立していることから、その影響を受けることはなく使用可能であり、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。また、加圧器逃がし弁については、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により使用不能となるおそれがあるため、加圧器逃がし弁用の窒素ポンプ及び可搬型バッテリーを用いて機能回復を図る手段を整備している。以上より、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。</p> <p><u>高圧溶融物放出/格納容器直接加熱：</u> 当該格納容器破損モードでは、2次冷却系の破断の発生時に診断失敗し、健全側蒸気発生器による除熱機能が喪失して炉心損傷に至り、「裸の PRA」の評価においては原子炉格納容器の破損に至る等が主要なカットセットである。 有効性評価で採用した対策で用いる機器（加圧器逃がし弁）は、主要なカットセットのうち、原子炉補機冷却機能喪失又は全交流動力電源喪失が発生した場合には使用不能となるおそれがあるが、加圧器逃がし弁用の窒素ポンプ及び可搬型バッテリーを用いて機能回復を図る手段を整備していることから、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。</p> <p><u>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用：</u> 当該格納容器破損モードでは、LOCA 後、炉心注入時に再循環運転への切替えを必要とする状況の判断に失敗し、切替操作が行われず、燃料取替用水タンクが枯渇して炉心注入を継続できなくなり炉心損傷に至り、「裸の PRA」の評価においては原子炉格納容器の破損に至る等が主要なカットセットである。 有効性評価で採用した対策で用いる機器（常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット）は、主要なカットセットの設備とは独立していることから、その影響を受けることはなく使用可能であり、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。</p> <p><u>水素燃焼：</u> 当該格納容器破損モードでは、原子炉補機冷却機能喪失による RCP シール LOCA が発生して炉心損傷に至り、「裸の PRA」の評価においては原子炉格納容器の破損に至る等が主要なカットセットである。 PWR プラントは、原子炉格納容器の自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならない特徴を有しているとともに、有効性評価で採用した対策で用いる機器（静的触媒式水素再結合装置）は受動的な設備であることから、その他機器や診断等とは独立しており、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。</p> <p><u>溶融炉心・コンクリート相互作用：</u> 当該格納容器破損モードでは、原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生して炉心損傷に至り、「裸の PRA」の評価においては原子炉格納容器の破損に至る等が主要なカットセットである。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	有効性評価で採用した対策で用いる機器（常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット）は、主要なカットセットの設備とは独立していることから、その影響を受けることはなく使用可能であり、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。

2. 4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 以上の確認結果から、出力運転時事故について特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則って検討対象としていることを確認した。また、申請者が自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル1.5PRAの手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、炉心損傷防止対策において評価するもの、発生する可能性が極めて低いものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした6の格納容器破損モードは、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モード（BWR固有のものを除く。）と一致することを確認した。</p> <p>規制委員会は、申請者が格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとしていることは、有効性評価ガイドを踏まえ厳しいものを選定していることを確認した。</p> <p>以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当なものであると判断した。。</p>

3. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策の有効性評価の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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>3-1</p> <p>(a) 想定事故1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2： サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p><u>(i) 重要事故シーケンスの抽出方法や対象を確認する。</u></p> <p>① 有効性評価の重要事故シーケンスとして、想定事故1及び2が選定されていることを確認。</p>	<p>① <u>使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷に至るおそれがある事故</u>として、<u>想定事故1及び想定事故2を想定する</u>ことを確認した。</p>

4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の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

4.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

(1) 停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの分析について

(1) -1. PRAに基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>第37条解釈（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <p>①個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>②その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</p> <p>(i) プラント損傷状態の設定</p> <p>① 評価対象とする定検工程の選定について、プラント状態（POS）がすべて網羅されていることを確認。</p> <p>② 主要パラメータの推移等から POS 分類が選定されていることを確認。（第3.1表、第3.2図）</p> <p>③ 特定の POS（ミッドループ運転等）を対象として燃料損傷頻度の評価を行う場合には、リスク等の観点から選定の理由を説明していることを確認。（3.1内部事象④）</p> <p>④ 停止時の機器の待機除外状態が示されていることを確認。</p>	<p>① プラント停止時のプラント状態（POS）について、解列から並列までのすべてのプラント状態が網羅されていることを確認した。（追補2.I第3-1表「プラント状態ごとの継続時間」において）</p> <p>② 追補2.I「第3-2図プラント停止時のプラント状態と主要パラメータの推移」及び上記①の第3-1表において、各POSの推移を、主要パラメータ（水位、1次冷却材圧力・温度）と共に示していることを確認した。また、各POSの継続時間を示していることを確認した</p> <p>③ 安全系機器の待機状態、反応度の誤投入の発生可能性、原子炉容器内の燃料の装荷状態、キャビティ水位を勘案して、評価対象とするPOSをPOS4、5、9、10、12、14に絞り込んでいることを確認した。</p> <p>POSの選定理由（除外とした理由）は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧状態のPOS（POS1～3、11、13～15）ではECCS作動信号がブロックされておらず、非常用炉心冷却設備の待機状態は出力運転中と同一であり、異常発生時、非常用炉心冷却設備の自動起動により事象は終結される。 ・ 反応度の誤投入に対しては、制御棒に係る作業時の誤操作、ほう素の異常な希釈（ほう素希釈時の外部電源喪失）、ほう素の異常な希釈（制御されないほう素希釈）の要因が考えられるためPOS14を対象とする。 ・ 燃料取出状態及び原子炉上部キャビティ満水状態のPOS（POS6～8）のうち、POS7については防護対象である燃料が存在しないため除外する。また、POS6～8については保有水量が原子炉上部キャビティまで満たされていることから、他の状態に比べ除熱機能喪失や1次冷却材の系外流出が発生した場合でも燃料露出までの余裕時間が非常に長く、この間における機器の復旧等が十分に期待できる。 <p>④ 各POSについて、停止時の系統/システムの待機状態を示していることを確認した（追補2.I第3-2表「停止時の系統/システムの待機状態工程表」）。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>（ii）起因事象の選定及び評価</p> <p>① 国内外のトラブル事例や評価事例等を参考に起因事象が選定されていることを確認。</p>	<p>① 国内PWRプラントのトラブル事例、マスターロジックダイヤグラムによる分析、国内外の評価事例に基づいて起因事象を選定していることを確認した。なお、玄海3・4号炉においては、これらの起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点からプラント固有の特徴は見られないとしていることを確認した。</p>
<p>（iii）事故シーケンスの分析</p> <p>① 選定された起因事象毎にイベントツリーが図示されていることを確認。</p> <p>② 審査ガイドの解釈に指定されている事故シーケンス以外で、追加すべき事故シーケンスが抽出されないかを検討していることを確認。</p>	<p>① 運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出していることを確認した（追補2. I 第3-3図「停止時内部事象PRA用イベントツリー」）。</p> <p>② 抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかったとしていることを確認した。</p>
<p>（iv）事故シーケンスの定量化</p> <p>① 事故シーケンスの発生頻度が先行炉と比較して概ね同じオーダーであることを確認。</p>	<p>① 事故シーケンスの発生頻度については、追補2. I 第3-5表「運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度」に整理されていることを確認した。また、先行炉（川内1・2号炉、高浜3・4号炉等）と著しく頻度の値が異なっていないことを確認した。</p>

(1) -2. PRAに代わる検討に基づく整理

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
② 運転停止中の外部事象について、PRAに代わる手法により事故シナリオグループ選定への影響を検討していることを確認。	① 運転停止中の事故シナリオグループの選定に係る外部事象については、運転中と同様の手法により考慮していることを確認した（追補2. I別紙1「有効性評価の事故シナリオグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」）

4. 2 重要事故シーケンスの選定について

(1) 重要事故シーケンス選定の考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>3.3 運転停止中事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 <p>(i) 重要事故シーケンスの選定方法が審査ガイドに適合していることを確認する。</p> <p>① 各事故シーケンスグループにおいて、下記の審査ガイドに記載されている着眼点に従って重要事故シーケンスが選定する方針であることを確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。 	<p>① 停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いていることを確認した（追補2. I第3-6表「重要事故シーケンスの選定について（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）」）。</p> <p>各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。</p>

(2) 重要事故シーケンスの選定結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 各事故シーケンスグループにおいて、前記の方針に従って重要事故シーケンスを選定した過程がその理由と共に記載されていることを確認。</p>	<p>① 整理した事故シーケンスの重要度に基づいて、追補2. I第3-6表「重要事故シーケンスの選定について（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）」において最も「高」が多いシーケンスが重要事故シーケンスとして選定されていることを確認した（追補2. I第3-7表「重要事故シーケンスの選定について（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）」）。</p>

4. 3 事故シーケンスの分析

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 選定された事故シーケンスについて、プラントの特徴を踏まえた分析を行っていることを確認。</p>	<p>① カットセット分析（事故シーケンスの構成要素の分析）による玄海発電所3・4号炉の特徴として、以下が抽出されていることを確認した。（追補2. I別紙13「停止時内部事象レベル1PRAにおける主要なカットセットについて」）</p> <p><u>崩壊熱除去機能喪失：</u> 余熱除去機能が喪失する要因としては、直接の余熱除去機能喪失や外部電源喪失発生後の余熱除去系統回復失敗等が考えられるが、充てんポンプによるほう酸水の注水や常設電動注入ポンプによる注水により、燃料損傷防止が可能である。</p> <p><u>全交流動力電源喪失：</u> 全交流動力電源が喪失する要因としては、外部電源喪失後の非常用所内交流動力電源の喪失が考えられるが、大容量空冷式発電機による代替電源を供給するとともに常設電動注入ポンプによる炉心注水により、燃料損傷防止が可能である。</p> <p><u>原子炉冷却材の流出：</u> 第3-3図「停止時内部事象 PRA 用イベントツリー」にあるとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗が生じれば燃料損傷に直結すると評価されることからカットセットは存在しない（本重要事故シーケンスのヘディングはない）。本重要事故シーケンスにおいては、充てんポンプを用いて1次系保有水量を確保することにより、燃料損傷防止が可能である。</p> <p><u>反応度の誤投入：</u> 第3-3図「停止時内部事象 PRA 用イベントツリー」にあるとおり、反応度の誤投入が生じれば燃料損傷に直結すると評価されることからカットセットは存在しない（本重要事故シーケンスのヘディングはない）。本重要事故シーケンスにおいては、純水注入停止操作などの反応度制御を行うことにより、燃料損傷防止が可能である。</p>

4. 4 まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>② 以上の確認結果から、運転停止中事故について特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスが妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① 申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAIに関する実施基準に則った標準的な手法であることを確認した。</p> <p>事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。</p> <p>以上のとおり、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当なものであると判断した。</p>

5. 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活用した PRA の実施プロセスについて

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) PRA の方法が適切であるかどうかを確認する。</p> <p>① PRA の方法については、規制庁が作成したガイダンス「PRA の説明における参照事項」に沿っていることを確認。</p> <p>② PRA プロセスの確認のため、専門家によるピアレビューの実施結果が記載されていることを確認。</p>	<p>① 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際して適用可能とした PRA の実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRA の説明における参照事項」（平成25年9月 原子力規制庁）の記載事項への対応状況を確認したとしていることを確認した。</p> <p>② 申請者が実施した上記の PRA のプロセスが最新の知見を踏まえているかについて説明を求めた。その結果、申請者の評価手法及びその技術的根拠は日本原子力学会の実施基準に基づいていること、国内外の知見に照らして手法が妥当であることを海外を含めた PRA の専門家により確認していることから、標準的な手法に則って実施されていると判断した。</p>

	事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	選定理由
炉心損傷防止対策	2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	主給水が全喪失することで1次系が早期に高温・高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」では原子炉トリップ（蒸気発生器水位低）時点での蒸気発生器水量が少なく、「外部電源喪失」と比較して補助給水失敗時点での崩壊熱が大きく、除熱の観点でより厳しい事象となる。
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」のみである。
	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	加圧器逃がし弁/安全弁LOCAは気相部破断であり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシールLOCAの方が厳しい事象である。
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗	格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ原子炉格納容器内の温度・圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の大きい「大破断LOCA」は、原子炉格納容器内への冷却材の流出量が多いため、原子炉格納容器の除熱に必要な設備容量の観点で厳しい。
	原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があるため、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失」を選定する。
	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA+高圧注入失敗	破断口径の大きい「中破断LOCA」が1次冷却材の流出量が多いため、操作（2次系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び蓄圧注入）の観点で厳しい。
	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替えまでの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が大きくなることを踏まえ「大破断LOCA」を選定する。
	格納容器バイパス	IS-LOCA及び蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシーケンスを選定する。
	格納容器破損防止対策	格納容器破損モード	PRAの過程で選定された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）		大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されないAEDから選定する。AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）		外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	原子炉容器破損時に溶融炉心が高圧で格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないTEDから選定する。TEDのうち1次系が高圧となり溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱		外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	1次系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器直接加熱が抑制されないTEDから選定する。TEDのうち1次系が高圧となり溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用		大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	破断規模が大きく事故進展が速いため、原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないAEWから選定する。AEWのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。
水素燃焼		大破断LOCA+低圧注入失敗	破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるAEIから選定する。AEIのうち事故進展の早い大破断LOCA+低圧注入失敗を選定する。
溶融炉心・コンクリート相互作用		大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	破断規模が大きく、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないAEDから選定する。AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。
燃料子炉運転停止中燃焼損傷防止	事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	選定理由
	崩壊熱除去機能喪失	余熱除去機能喪失	余熱除去系及び原子炉補機冷却系の故障は、事故進展が同じであるため、余裕時間の観点から、代表として余熱除去系の故障により余熱除去機能が喪失する事象を選定する。
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。

原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	いずれのシーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり、1次冷却材の流出流量が大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定する。
反応度の誤投入	反応度の誤投入	反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。
※ 有効性評価における評価事故シーケンスでは、事象進展をより厳しくする観点などから、PRAで選定された評価事故シーケンスに複数の機能の喪失の重畳を考慮している。		

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

1. はじめに	付録 2-2
2. 評価温度及び圧力の設定	付録 2-3
3. 健全性確認	付録 2-4
4. 結論	付録 2-8

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価）

1. はじめに

有効性評価ガイドは、以下に示すとおり、1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界温度又は限界圧力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を求めている。玄海原子力発電所3号炉及び4号炉においては、原子炉格納容器の評価温度及び評価圧力（以下「限界温度、限界圧力」という）をそれぞれ 200°C、2Pd（0.784MPa[gage]、Pd：最高使用圧力（0.392MPa[gage]）としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

（有効性評価ガイド）

（炉心の著しい損傷の防止）

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。

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。

（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。

- (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。

2. 評価温度及び圧力の設定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>有効性評価の結果を踏まえ、評価温度及び圧力は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものであるか。</p> <p>（i）限界温度・圧力は重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を包絡するものであるかを確認する。</p> <p>① 重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器圧力・温度の最高値を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する限界温度及び限界圧力の設定値を確認。</p>	<p>（i）限界圧力及び限界温度は原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保できるものかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 玄海3・4号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約144℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.444MPa[gage]（ともに格納容器破損モード「格納容器過温破損」の場合）であり、その後、原子炉格納容器圧力、温度は緩やかに低下することを確認した。</p> <p>② 上記①の結果を踏まえ、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価温度及び圧力を200℃、2Pd（0.784MPa[gage]）として設定することを確認した。</p>

3. 健全性確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>限界温度・圧力の根拠と妥当性を確認するに当たり、評価対象、機能喪失要因及び評価方法は適切か。</p> <p>(1) 放射性物質の閉じ込め機能の確保の観点から、限界圧力・温度の環境下において健全性を確認する対象が明らかになっているかを確認。</p> <p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかを確認する。</p> <p>① 過去の事故事例も踏まえ、原子炉格納容器の健全性確認における評価対象の抽出に係る考え方を確認。</p> <p>② 評価対象とした原子炉格納容器バウンダリの構成部を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器バウンダリ構成部の構造が図示されていることを確認。</p>	<p>(i) 原子炉格納容器の構成部材や構造を踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の確保に関する部位を評価対象として網羅的に抽出しているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要があること、さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏洩要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要があるとしていることを確認した。以上より、原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスとなる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部を評価対象としていることを確認した。</p> <p>② 上記①の考え方を踏まえ、以下を評価対象部位として挙げていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体 b. 機器搬入口 c. エアロック d. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通配管 ・ スリーブ ・ 端板 ・ 閉止フランジ ・ 閉止板 e. 電気配線貫通部 f. 原子炉格納容器隔離弁 <p>③ 「図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図」において、上記②で挙げた原子炉格納容器本体やエアロック、原子炉格納容器隔離弁等が図示されていることを確認した。</p>
<p>(2) 評価対象部位の想定される機能喪失要因は明らかにされているか。機能喪失要因のスクリーニング結果は妥当か。</p> <p>(i) (1)(i)②で挙げられた評価対象部位の機能喪失要因を確認する。</p> <p>① 機器喪失要因として、材質や構造、使用条件、設置状況等を踏まえた破壊モードが示されていることを確認。</p> <p>② 上記①から、各評価対象部位に選定した機能喪失要因と、その選定理由が示されていることを確認。また、選定された以外の要因については考慮が不要である根拠が示されていることを確認。</p>	<p>(i) 評価対象部位における機能喪失要因は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 機器喪失要因となる破壊モードについて、以下の9つが挙げられていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 延性破壊 ・ 座屈（構造部） ・ 変形 ・ 高温劣化（シール部） ・ 脆性破壊 ・ 疲労破壊 ・ 付着力低下（エポキシ樹脂） ・ 変形（Oリング） ・ 変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材） <p>② 上記①で挙げられた機能喪失要因について、各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由については表1のとおりであり、以</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>下に各評価部位で選定された機能喪失要因が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体 <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊 b. 機器搬入口 <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部） c. エアロック <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部） d. 配管貫通部 <ul style="list-style-type: none"> ・貫通配管 <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊 ・スリーブ <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊 ・端板 <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊 ・閉止フランジ <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット） ・閉止板 <ul style="list-style-type: none"> 延性破壊 e. 電気配線貫通部 <ul style="list-style-type: none"> 付着力低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング） 延性破壊（構造部） f. 原子炉格納容器隔離弁 <ul style="list-style-type: none"> 変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）
<p>(3) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準は妥当か。</p> <p>(i) 構造健全性で用いる評価手法と評価対象部位の分類方法を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 評価で参照する実験結果や規格を確認。 ② 評価方法による評価対象機器の分類を確認。 ③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかを確認。 	<p>(i) 構造健全性及びシール部の機能維持についての評価方法及び判定基準について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 評価で参照する実験結果や規格は以下の3つであることを確認した。</p> <p><u>実験結果：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電力会社等による共同研究等での試験結果による評価 <p><u>規格：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価 ・ 設計・建設規格の準用等による評価 <p>② 評価方法による評価対象機器の分類は、以下に示す「図1 評価方法による評価対象機器の分類」に示されており、選定された評価対象機器は、図1のフローにしたがって分類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（伊方）
	<div style="text-align: center;"> <p>図1 評価方法による評価対象機器の分類</p> </div> <p>③ 上記①の実験結果や規格に基づき、評価内容及び判定基準が示されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p><u>電共研等での試験結果による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）の機能劣化要因である延性破壊については、PCCVが複雑な構造であるため、各部評価に当たっては実機を模擬した検証を行った上で、有限要素法を用いた弾塑性解析を実施していることを確認した。評価におけるPCCVを構成するテンドン、鉄筋及びライナプレートの許容値については、引張試験等の結果から判定値を設定していることを確認した。 ・ 機器搬入口（シール部）及びエアロック（シール部）の機能劣化要因である変形、高温劣化については、シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ 電線貫通部（モジュール部）の機能劣化要因であるエポキシ樹脂付着力低下、Oリング変形については、実機を模擬した検証試験結果に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施するとしていることを確認した。 ・ ゴムダイヤフラム弁（シール部）の機能劣化要因である変形については、EPゴムの材料加速試験結果、空調用バタフライ弁の蒸気漏洩試験に基づき、判定基準「漏えい無し」にて評価を実施するとしていることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p><u>設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 貫通配管の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法に基づき、判定基準「PPC-3530 の一次+二次応力の制限値を満足する」ことにより評価を実施していることを確認した。 端板の機能喪失要因である延性破壊については、代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書で実績のある評価式に基づき、判定基準「PVB-3112 の許容値(3S)を満足する」ことにより評価を実施していることを確認した。 閉止板の機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し、200℃、2Pd に対する必要板厚の算定に基づき、判定基準「設計上の厚さが必要板厚を上回る」ことにより評価を実施していることを確認した。 電線貫通部（本体、端板）の機能喪失要因である延性破壊については、①本体、端板について、設計・建設規格 PVE-3230, 3410 に準拠し、判定基準「設計上の厚さが必要板厚を上回る」ことにより評価を実施していること、②端板のリガメント部に発生する応力について、既工事計画認可申請書評価結果を用いて 200℃、2Pd に対する発生応力・許容応力の換算評価を実施し、判定基準「発生応力が 3S を満足する」ことにより評価を実施していることを確認した。 ゴムダイヤフラム弁の機能喪失要因である変形については、ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに、判定基準「2Pd が 200℃における許容応力以下」であることにより、評価を実施していることを確認した。 <p><u>設計・建設規格の準用等による評価：</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 機器搬入口の機能喪失要因である①座屈、②延性破壊（取付部）については、①胴の許容圧力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に包絡されるため、蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定し、判定基準「①蓋板において許容圧力が 2Pd を上回る」こと、②原子炉格納容器の歪みによる強制変位が顕著に作用する取付部について、既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ（一次+二次応力）が、判定基準「発生する応力が 200℃における Su 以下」あることを評価していることを確認した。 エアロックの機能喪失要因である延性破壊については、既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定し、判定基準「隔壁の $\frac{2}{3}Su \times \alpha$（形状係数）相当の応力が発生する時の圧力が 2Pd を上回る」ことを評価していることを確認した。また、原子炉格納容器の歪みによる強制変位が顕著に作用する取付部について、既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ（一次+二次応力）が、判定基準「発生する応力が 200℃における Su 以下」あることを評価していることを確認した。 スリーブの機能喪失要因である延性破壊については、代表スリーブについて、原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力（一次一般膜応力、一次+二次応力）を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し、許容値は設計・建設規格若しくはコンクリート製原子炉格納容器規格に準拠し、200℃における許容値を満足することを評価していることを確認した。 閉止フランジの機能喪失要因である①延性破壊、②シール能力不足による漏えいについて、①レーティング設計の耐圧能力を確認し、判定基準「①レーティング設計の耐圧能力が 2Pd を上回る」こと、②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量を評価するとともにガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化を評価し、判定基準「②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る、材質の放射線劣化及び耐温度」を評価していることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(4) 各評価対象の評価結果は判定基準を満足しているか。</p> <p>(i) 上記(3)で示した評価方法に基づき、各評価対象は判定基準を満足していることを確認する。</p>	<p>(i) 各評価対象は判定基準を満足していることを以下のとおり確認した。</p> <p>玄海3・4号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下での構造健全性を確認した。また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認した。</p>

4. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>原子炉格納容器本体及び原子炉格納容器内部に設置されている貫通部等は限界圧力・温度の環境下においても閉じ込め機能を維持できる結果となっているか。</p> <p>(i) 1.～3.の内容を踏まえ、原子炉格納容器は限界温度・圧力の環境下においても機能を維持できることを確認。</p>	<p>発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないと要求している。</p> <p>設置許可基準規則解釈は、想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認するとしている。「有効性があることを確認する」とは、以下の (a) から (i) の項目（以下「格納容器破損防止対策の評価項目」という。）を概ね満足することを確認するとしている。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること（※）。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。（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>(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面上に落下した溶融炉心が床面を掘り原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>上記の評価項目 (a) 及び (b) 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としている。</p> <p>申請者は、上記の評価項目 (a) 及び (b) について、重大事故時に作用する荷重として、自重、圧力、機械的荷重を考慮し、格納容器破損防止対策における原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価圧力（以下「限界圧力」という。）及び評価温度（以下「限界温度」という。）を定めている。具体的には、プレストレストコンクリート製格納容器（以下「PCCV」という。）を構成するライナプレート、鉄筋及びテンドン（鋼線）並びに実機条件下でリークパスとなる可能性があると考えられる機器搬入口、エアロック、配管貫通部等を対象とした健全性評価等により設定の根拠と妥当性が確認された値である最高使用圧力の2倍（2Pd）、200℃としている。</p> <p>以上のことから、規制委員会は、申請者が格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>を示した上で、評価項目として原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を設定していることを確認した。原子炉格納容器の破損及び具体的には、玄海3・4号炉原子炉格納容器(PCCV)本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電気配線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下において構造健全性を有していること、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部について、200℃、2Pd の環境下での機能を維持できることから、原子炉格納容器は限界温度・限界圧力の環境下においても閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>

表3 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(1/2)

凡例

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

	構造体など					シール部など				
	延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化（シール部）	シール能力不足（ガスケット）	付着力低下（エポキシ樹脂）	変形（Oリング）	変形（弁箱、弁体他）
原子炉格納容器本体	○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形を伴う延性破壊が考えられる	× 圧縮力がCV本体に作用しない	-	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰返し荷重が作用しない	-	-	-	-	-
機器搬入口	○ 貫通口内径が大きくCV膨張による胴ひずみ及びCV内圧による過度な塑性変形による延性破壊が考えられる	○ 球殻形状である蓋は、板圧に対し蓋板の内半径が大きく、高温状態でCV内圧を受けるため座屈が考えられる	○ フランジ部の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下が考えられる	-	-	-	-
エアロック	○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形を伴う延性破壊が考えられる	× 有意な圧縮力がエアロックに生じない	○ 扉の変形が考えられる	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰返し荷重が作用しない	○ 高温劣化によるシール機能の低下が考えられる	-	-	-	-
配管貫通部	貫通配管	○ 200℃、2Pdの環境下ではCVは大きく変形し貫通配管にはこれに伴う過度な曲げ荷重が発生することによる延性破壊が考えられる	× 圧縮力が貫通配管に作用しない	- (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰返し荷重が作用しない	-	-	-	-
	スリーブ	○ 高温状態で内圧を受	× 圧縮力がスリーブに	- (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温	× 繰返し荷重が作用	-	-	-	-

		け、過度な塑性変形を伴う延性破壊が考えられる	作用しない		度域ではない	しない					
	端板	○ 端板は配管と固定されており配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせること、CV内圧が作用することから延性破壊が考えられる	× 座屈する形状ではない	－ (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰り返し荷重が作用しない	－	－	－	－	－

表1 各評価部位における機能喪失要因の採否結果とその理由(2/2)

		構造体など					シール部など				
		延性破壊	座屈	変形	脆性破壊	疲労破壊	高温劣化(シール部)	シール能力不足(ガスケット)	付着力低下(エポキシ樹脂)	変形(Oリング)	変形(弁箱、弁体他)
配管貫通部	閉止フランジ	○ 機能喪失要因として延性破壊を挙げているが、耐圧レーティング設計で延性破壊を防止できる	× 圧縮力が作用しない	× CV内圧が作用するがレーティング設計がなされており1.03MPa[gage]の耐圧能力を有している	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰り返し荷重が作用しない	－	○ ガスケットへの圧力負担増による漏えいの懸念あり	－	－	－
	閉止板	○ 高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形を伴う延性破壊が考えられる	－	－ (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰り返し荷重が作用しない	－	－	－	－	－
電線貫通部		○ 本体及び端板は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形による延性破壊が考えられる	× 圧縮力が生じない	－ (延性破壊で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰り返し荷重が作用しない	－	－	○ エポキシ樹脂の接着力の低下によるリーク発生が考えられる	○ Oリング変形によるリーク発生が考えられる	－
原子炉格納容器隔離弁		－	× 圧縮力が生じない	－ (変形(弁箱、弁体他)で評価)	× 脆性破壊が生じる温度域ではない	× 繰り返し荷重が作用しない	－	－	－	○ 高温状態で内圧を受けることによる過度な変形(一次応力)が想定される	

解析コード

1. はじめに	付録 3-4
2. 有効性評価における物理現象の抽出	付録 3-5
2. 1 炉心損傷防止	付録 3-5
2. 2 格納容器破損防止	付録 3-5
2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止	付録 3-5
3. 抽出された物理現象の確認	付録 3-6
4. 適用候補とするコード	付録 3-6
5. 有効性評価に適用するコードの選定	付録 3-6
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性	付録 3-8
6. 1 M—RELAP5	付録 3-8
(1) 重要現象の特定	付録 3-8
(2) 解析モデル	付録 3-8
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-9
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-10
(5) まとめ	付録 3-10
6. 2 SPARKLE—2	付録 3-11
(1) 重要現象の特定	付録 3-11
(2) 解析モデル	付録 3-11
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-11
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-12
(5) まとめ	付録 3-13
6. 3 MAAP	付録 3-14
(1) 重要現象の特定	付録 3-14
(2) 解析モデル	付録 3-14
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-15
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-16
(5) まとめ	付録 3-17
6. 4 GOTHIC	付録 3-19
(1) 重要現象の特定	付録 3-19
(2) 解析モデル	付録 3-19
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-19
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-20
(5) まとめ	付録 3-20
6. 5 COCO	付録 3-22
(1) 重要現象の特定	付録 3-22

(2) 解析モデル	付録 3-22
(3) 妥当性確認（実験解析等）	付録 3-22
(4) 不確かさ評価（感度解析等）	付録 3-23
(5) まとめ	付録 3-23

玄海3・4号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（有効性評価付録3 有効性評価で使用した解析コード）

1. 要求事項

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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」及び「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」は、有効性評価の手法として、①実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデル（コード）を用いること、②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ことを求めている。

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

1. はじめに

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

2. 有効性評価における物理現象の抽出

2. 1 炉心損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 炉心損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 炉心損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンス（2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、原子炉格納容器の除熱機能喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失、格納容器バイパス（インターフェースシステムLOCA）、格納容器バイパス（蒸気発生伝熱管破損））について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心（核、燃料、熱流動） ・1次冷却系 ・加圧器 ・蒸気発生器 ・格納容器 <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

2. 2 格納容器破損防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 格納容器破損防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である格納容器バウンダリ圧力・温度、放射性物質の総放出量、原子炉冷却材圧力、熔融炉心の侵食量、格納容器内の水素濃度等を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 格納容器破損防止の評価で扱うすべての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）、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、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器 ・原子炉容器（炉心損傷後） ・格納容器（炉心損傷後） <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

2. 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で重要となる物理現象が抽出されていることを確認</p> <p>① 有効性の是非についての判定条件である被覆管最高温度や酸化量を初め、これらに関連する主要な物理現象が網羅されていることを確認。</p>	<p>① 運転停止中原子炉における燃料損傷防止の評価で扱うすべての事故シーケンスの中で、解析コードを用いた評価を行うもの（崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出）について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心（核、燃料、熱流動） ・1次冷却系 ・加圧器 ・蒸気発生器 ・格納容器 <p>の 카테고리毎に、事象推移の分析結果を基に、評価指標に影響する物理現象を抽出していることを確認した。</p>

3. 抽出された物理現象の確認

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 2. で抽出された物理現象に抽出漏れがないかのチェックを行っていることを確認</p> <p>① 国内外の基準（日本原子力学会の「統計安全評価の実施基準：2008」等）で推奨されている分析手法を用いて、2. で選択された物理現象以外に抽出すべきものがないかどうかを検討していることを確認。</p>	<p>① 米国NRCや日本原子力学会標準委員会が推奨するEMDAP(Evaluation Model and Assessment Process)に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、抽出した物理現象と輸送プロセスの関係を整理し、対応する物理現象がないものについて検討した結果、新たに抽出すべき物理現象がないことを判断していることを確認した。また、炉心損傷後の物理現象に関しては、EURSAFEプログラム（2001～2003）で作成されたPIRTと、抽出された物理現象の対応関係を整理し、抽出されなかった物理現象について、有効性評価解析を実施する上で新たに抽出する必要がない理由を説明していることを確認した。</p>

4. 適用候補とするコード

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 有効性評価に使用する候補となるコードの選定が妥当であることを確認</p> <p>① 選定されたコードの各々について、機能の概要及び安全性評価への使用実績を示していることを確認。</p> <p>② 代表的なコードであっても、機能上の制限で使用が適切でないとの理由で候補から除外する場合には、その理由が具体的に説明されていることを確認。</p>	<p>① 適用候補とするコード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MARVEL ・ SATAN-M（関連コード含む） ・ SATAN-M（Small LOCA）（関連コード含む） ・ COCO ・ M-RELAP5 ・ SPARKLE-2 ・ MAAP ・ GOTHIC <p>（ただし、炉心動特性や燃料・炉心熱流動特性のみを評価対象とするコードは除く）の各々について、その機能の概要と安全評価への使用実績について記載されていることを確認した。</p> <p>② LOFRANコードについては、MARVELと取り扱う保存式や機能が同等であることから、RETRANについては基礎式、解法、モデルがRELAP5（M-RELAP5の原型版）とほぼ同等であることから、候補から除外したことを確認した。また、MELCORについては、商用が認められていないことから、THALES2、ASTEC、SCDAP/RELAP5については、開発段階あるいは研究目的の位置づけが強いという理由で、候補から除外したことを確認した。</p>

5. 有効性評価に適用するコードの選定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応表から、事象毎に最適なコード（及び組み合わせ）を選定していることを確認。</p> <p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析で考慮すべき物理現象を扱う解析モデルを備えているかについて、対応表を作成していることを確認。</p> <p>② ①の対応表を基に、候補としたコード間で総合的に比較評価を行</p>	<p>① 候補としたコード毎に、有効性評価の解析対象となるすべての事故シーケンスや格納容器破損モードにおいて必要となる解析モデルを備えているかを、整備状況に応じて3段階で評価した結果を対応表の形でまとめていることを確認した（表5-1～17「抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応」）。</p> <p>② 上記の対応表を基に、コードの中で最も整備状況が良好なものを選定していることを確認した。なお、M-RELAP5とMAAPについては、いくつかの事故シーケンスや格納容器破損モードを対象とする評価で選択の余地が残るが、M-RELAP5は大破断LOCAを伴う事象に適さないことからMAAPを選択するなど、選択理由について記載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（玄海3・4号炉）
<p>い、その中で最適と客観的に判断できるコードが有効性評価の対象とする事故シーケンス毎に選定されていることを確認。</p>	<p>有効性評価で使用する解析コードの選択結果が以下の通りであることを確認した。</p> <p>（1）炉心損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起回事象発生時に原子炉の停止に成功する事象で、炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態からは有意な影響がない「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」、「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」、「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）」の評価については、2次冷却系も含めて炉心の冷却状態の解析が可能なM-RELAP5を使用している。また、「全交流動力電源喪失」の評価においては原子炉格納容器内圧が有意に上昇するため、M-RELAP5に加えて、原子炉格納容器内雰囲気解析が可能なCOCOを併用している。 ・ 起回事象発生時に原子炉の停止に失敗し、炉心の冷却状態に応じて原子炉出力が変動する「原子炉停止機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能なSPARKLE-2を使用している。 ・ 炉心の冷却状態を解析するうえで原子炉格納容器の状態が有意な影響を及ぼす「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」の評価については、炉心の冷却状態と原子炉格納容器の状態の相互作用を解析可能なMAAPを使用している。 <p>（2）格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの格納容器破損モードについても、炉心及び原子炉格納容器の状態の熱水力挙動を解析でき、炉心損傷後特有の溶融炉心挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）挙動に関するモデルを有するMAAPを使用している。また、「水素燃焼」の評価については、MAAPは格納容器内空間を3次元で模擬できずドーム部内の空間分布評価には適さないこと、水素の発生量をガイドの条件に設定することから、MAAPに加えて、水素の区画間の移行等を解析可能なGOTHICを使用している。 <p>（3）運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ いずれの事故シーケンスグループについても、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下を解析可能なM-RELAP5を使用している。

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性

6. 1 M—RELAP5

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2. III—第1部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、M-RELAP5は、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡・事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードであるとしていることを確認した。また、解析モデルについては、炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び1次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、原子炉熱流動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 保存則 ・ 流動様式（垂直流、水平流） ・ 炉心ボイドモデル ・ 壁面熱伝達 ・ 蓄圧タンクモデル ・ 破断流モデル/臨界流モデル（破断口からの臨界流、加圧器の弁からの臨界流、主蒸気の弁からの臨界流） <p>について、炉心燃料については、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料棒表面熱伝達モデル ・ 崩壊熱モデル ・ ジルコニウム-水反応モデル ・ 被覆管の変形モデル ・ 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル <p>について、解析モデルの説明がなされていることを確認した。また、現状で最新の知見に基づく代表的な同種の解析コードと比較しても、同等以上のレベルであることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国において、US-APWRの安全解析（小破断LOCA）に適用している。 ・ 本コードがベースとしているRELAP5は、欧米においてNon-LOCA、LOCA（大小の双方を含む。）の安全解析への適用例がある。

（3）妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</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>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 実機解析条件と検証解析条件（スケール等）の差異について考慮し、検証結果に適切に反映していることを確認。</p> <p>③ 炉心水位の不確かさ評価においては、圧力条件の違いを考慮し、運転時と炉停止時（大気圧条件）に分けて各々検証が行われていることを確認。</p> <p>④ LOCA 事象での破断流量については、管の長さが相対的に短く、熱的に非平衡な状態で流出する場合を想定して不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>⑤ 1次冷却系のフィードアンドブリード時の解析については、加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルが1次冷却系圧力に対して保守側評価（流出蒸気量を少なく評価）となるように設定されていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における重要現象のモデル（燃料棒表面熱伝達モデル、ポイドモデル、流動様式）については、ORNL/THTF 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18及び39 試験、PKL/F1.1 試験の解析結果により検証している。 ・ 1次冷却系における重要現象のモデル（自然循環時の壁面熱伝達モデル、冷却材放出時の破断流モデル、気液分離・対向流の流動様式、沸騰時の2流体モデル及び壁面熱伝達モデル、ECCS 強制注入時のポンプ特性モデル、ECCS 蓄圧タンクの非凝縮性ガス）については、PKL/F1.1 試験、Marviken 試験、美浜2号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び39 試験の解析結果により検証している。 ・ 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及びL9-3 試験、ROSA/LSTF SB-CL-18 及び39 試験の解析結果により検証している。 ・ 蒸気発生器における重要現象のモデル（1次側・2次側の壁面熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル）については、ROSA/LSTF SB-CL-39 試験、PKL/F1.1 試験、LOFT L6-1 及びL9-3 試験の解析結果により検証している。 ・ 不確かさ評価としては、LOCA 時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価している。また、LOCA 時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保している。 <p>② 炉心水位（沸騰・ポイド率変化、気液分離・対向流）、燃料棒表面熱伝達、冷却材流量変化（自然循環時）、リフラックス冷却（1次系の気液分離・対向流）、1次系からの冷却材放出、加圧器の気液熱非平衡・水位変化・加圧器からの冷却材放出、強制注入系特性・蓄圧タンク注入特性、1次側・2次側の熱伝達、2次側水位変化・ドライアウトの各物理現象について、検証に使用した実験と実機条件の違いについて分析し、検証で得られた結論が実機条件にも適用が可能であることを説明していることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、M-RELAP5 が ORNL/THTF 試験の二相水位の測定値を最大で 0.3m 低めに評価したことから、事故時の炉心水位及び炉心露出に関しては保守側に評価するとした。さらに、膜沸騰熱伝達モデルの特性により、燃料棒表面の熱伝達率が最大で 40%程度低く予測する傾向があり、被覆管温度を高めにより予測するとした。また、事故時に加え、大気圧条件の余熱除去系停止時の水位については、ORNL/THTF の試験条件が 4MPa 以上の高圧に限定されているため、余熱除去系停止時に想定される大気圧付近の条件下で沸騰状態にある炉心水位の不確かさ評価として、EPRI モデルの同条件下での炉心ポイド率の不確かさから推定した結果、平均ポイド率が約 0.5 の時に、同条件下での二相水位の不確かさが±10%程度あり、これを有効性評価において不確かさとして考慮していることを確認した。</p> <p>④ 申請者は、LOCA 事象における破断流量について、Marviken 試験解析により、計算値と測定値の差はサブクール臨界流で±10%程度、二相臨界流で-10%~+50%程度の範囲に収まっているとしていた。これについて、特に L/D（長さ/内径比）の小さい条件で熱的に非平衡な状態で配管から流出する場合には、M-RELAP5 の臨界流モデルで解析誤差が増大すると予想されることから、その影響について説明を求めた。申請者は ECCS 注水機能喪失事象を対象とした破断面積のスペクトル解析を実施するとともに、破断面積・流量の不確かさの影響を包絡した破断サイズを使用することにより、解析の保守性を確保していると説明した。申請者は、本コードを同事象の有効性評価に使用する際に、破断面積のスペクトル解析を実施することとした。</p> <p>⑤ 申請者は、1次冷却系の減圧及び注水（1次冷却系のフィードアンドブリード）における1次冷却材温度及び加圧器圧力について、LOFT L6-1 試験解析により、計算値と測定値の差は1次冷却材温度で±2℃、加圧器圧力で±0.2MPa の範囲に収まっているとした。しかし、この説明の中で、「2次系からの除熱機能喪失」に対する1次冷却系のフィードアンドブリード実施時に、1次系圧力挙動と高圧注入系流量に影響を及ぼす</p>

	<p>高温側配管から加圧器サージ管へ流入する流体の解析モデルについて、加圧器サージ管へ流入する流体を、高温側配管のボイド率（約0.2）を持つ二相混合流（気泡流）で模擬することにより、蒸気相の流出を少なく評価する方法を選択したことを説明した。このようなモデル化では、気相部と液滴が同伴して流入する実際の状況より流出蒸気量が少なく計算されるため、圧力が高く評価される。よって、この選択は、炉心注水を保守側に見積もる方向であることから、申請者の選択を妥当と判断した。</p>
--	--

（4）不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</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>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ要因のひとつとして、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異を考慮し、評価結果に適切に反映していることを確認。</p>	<p>① 不確かさ評価としては、LOCA時における炉心水位について、事故時条件と大気圧条件のそれぞれについて評価していることを確認した。また、LOCA時の破断流量について、破断面積のスペクトル解析により解析結果の保守性を確保していることを確認した。</p> <p>② 検証に使用した各実験について、実機プラントと検証実験でのノーディングの差異について分析し、ノード分割による不確かさは、妥当性評価により得られた不確かさに包含されており、評価結果には影響がないと説明していることを確認した。</p>

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 以上の確認結果から、有効性評価におけるM-RELAP5の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① M-RELAP5の申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスにおける炉心及び1次冷却系の熱流動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等)) <p>なお、不確かさ評価に先立ち、RELAP5/MOD3.3及びSKETCH-INS/TRACE5.0を用いて、モデルプラントを対象に重要事象の解析を実施し、炉心損傷防止対策の有効性を評価する上で重要な現象及び考慮すべき主要な不確かさを確認した。そこで抽出されたものについて、不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価 (感度解析等))</p> <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のM-RELAP5の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p>

6. 2 SPARKLE—2

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2-III—第2部の表2-2「炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p> <p>② SPARKLE-2のように複数の要素コードを組み合わせる評価を行う場合は、各要素コード間のインターフェイス（甲コードの計算結果を乙コードの入力に使用する等）についても適切に設計されていることを確認。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、SPARKLE-2は、M-RELAP5の炉心動特性を1次元炉近似から3次元動特性に変更したコードであり、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードであることを確認した。また、解析モデルについては、以下の通り確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心動特性モデル（COSMO-Kコード）については、3次元動特性モデル、核定数フィードバックモデル、崩壊熱モデルの各項目について説明されており、同種の最新コードと同等以上のレベルである。 ・ 熱流動特性モデル（MIDACコード）については、保存則（熱流動、燃料温度）、構成式（二相圧力損失モデル、サブクールボイドモデル、気液相対速度、被覆管表面熱伝達）の各項目について説明されており、同種の最新コードと同等以上の仕様である。 <p>本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5がベースとしているRELAP-3Dは、欧米において実績がある。 <p>② SPARKLE-2では、熱流動コードと炉心動特性コードを組み合わせる評価を行っており、「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、SPARKLE-2で使用されている3つの要素コード（M-RELAP5、MIDAC、COSMO-K）で受け渡されるパラメータ（燃料実効温度、減速材温度、ほう素濃度）の取扱いについて説明されており、体系の過渡状態変化を的確にフィードバックする構成になっていることを確認した。</p>

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 検証方針の確認</p> <p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>① 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能であるとしていることを確認。</p>

<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</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>(ii) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② SPARKLE-2 のように、複数のコードを組み合わせる評価を行うコードの場合は、個々のコードに分離して段階的に検証を行っていることを確認（すべてを一括して総合的に検証する場合には、個々のコードの解析誤差が相殺されて、偶然に良好な結果が得られる可能性を排除できない）。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等により妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の核特性に係る重要現象（中性子動特性、ドップラフィードバック効果、減速材フィードバック効果）については、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、モンテカルロコードとの比較、減速材温度係数測定検査の解析により検証している。 炉心の燃料に係る重要現象（燃料棒内温度変化）については、FINE コードとの比較、SPERT-III E-core 実験解析により検証している。 炉心の熱流動に係る重要現象のモデル（沸騰・ポイド率変化の二相流圧力損失モデル、サブクールポイドモデル、気液相対速度）については、NUPEC 管群ポイド試験の解析により検証している。 加圧器における重要現象のモデル（気液熱非平衡及び水位変化の2流体モデル、冷却材放出時の二相/サブクール臨界流モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。 蒸気発生器における重要現象のモデル（1次側・2次側の伝熱管熱伝達モデル、2次側水位変化・ドライアウトの2流体モデル）については、LOFT L6-1 及び L9-3 試験の解析により検証している。 <p>② 申請者は、ドップラ係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、実機の制御棒引抜き事象を模擬した総合的な試験であるSPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとしていたが、当実験が検証に足るだけの精度が見込めないことと、当実験のようにすべての現象を一括した形で検証すると、個々の物理現象の誤差が相殺される懸念があることから、①に示すように、SPARKLE-2を構成する個々のコード毎に、その機能の検証に適した実験を選定して検証を行い、誤差を積み上げることにより総合的な誤差評価が行われていることを確認した。</p>
--	--

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</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>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② 不確かさ評価においては、炉心の燃料組成や燃焼度変化など運転状態の違いによる影響まで考慮して評価を行っていることを確認。</p> <p>③ ATWS 事象に影響が大きい減速材温度係数については、実機の試験データに基づいて不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>④ ATWS 事象において正の反応度要因となるドップラ係数については、</p>	<p>① 不確かさ評価としては、「原子炉停止機能喪失」時の過渡変化に伴う原子炉圧力評価に対して影響が大きいと思われる減速材温度係数初期値、ドップラ温度係数について、減速材温度係数測定検査の解析による妥当性確認や感度解析による不確かさ評価を行っている。また、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡する根拠として、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析により確認している。</p> <p>② 申請者は、減速材温度フィードバック効果（減速材温度係数）については、連続エネルギーモンテカルロコード解析結果との比較による検証において、種々の燃料タイプ及び燃焼度に対して、「原子炉停止機能喪失」で発生する減速材温度及びほう素濃度の範囲で両者の結果は概ね一致するとした。しかし、これらの結果を示すために実施した減速材温度係数初期値を所定の値に設定するために、ほう素濃度を人為的に調整して解析を行っている。これに対し、従来手法（一点炉近似コード）との解析結果の比較や代表的な「原子炉停止機能喪失」での感度解析を踏まえて、当該手法で減速材温度係数初期値をパラメータとした解析が行えるとしていることを確認した。また、申請者がほう素濃度をパラメータとした感度解析や、燃料の種類、燃料装荷パターン及び燃焼度が異なる炉心間の比較解析の結果を踏まえて、評価用炉心が実際の炉心の運転状態を包絡すると見なせるとしていることを確認した。</p> <p>③ SPARKLE-2の一部を構成するCOSMO-Kコードと機能が同一の設計コードであるCOSMO-Sコードの減速材温度係数測定検査結果を用いた妥当性確認において、2~4ループを含む、炉型が異なる4プラントの複数サイクルに対する等温温度係数の計算値と測定値の差が±3.6pcm/°C以内に収まるとしていることを確認した。</p> <p>④ 申請者は、ドップラ係数について、LANLのDoppler-Defect Benchmarkの検証計算において、計算値の連続エネルギーモンテカルロコードとの差異が、燃料種類、組成及び燃焼度の変化に対して有意に拡大することはないとした。また、ドップラ係数と燃料温度変化の双方が関係するドップラフィードバック効果については、SPERT-III E-core 実験解析において、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」よりも広範な燃料温度変化範囲に対して適用性を示したとした。さらに、ドップラ係数の不確かさについては、Doppler Defect Benchmarkの調査を通じて、</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>参考文献に基づいて不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	<p>ENDF/B-VII.0を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外のコードで計算されたドップラ係数の標準偏差が10%以内であるとしていることを確認した。また、ドップラフィードバック効果は「原子炉停止機能喪失」においては、出力低下により燃料温度が低下する結果、正の反応度要因となり、その不確かさから非保守的の評価となりうることから、調査で確認した誤差幅10%を上回る範囲（20%）で変動させた感度解析を行うことにより、保守性を確保した不確かさ評価となっていることを確認した。</p> <p>（参考1）</p> <p>申請者は、「原子炉停止機能喪失」における1次冷却材温度及び加圧器圧力について、M-RELAP5を用いたLOFT L6-1及びL9-3試験解析により、計算値と測定値の差は1次冷却材温度で±2℃、加圧器圧力で±0.2MPaの範囲に収まったことから、これを不確かさとしていた。しかし、これ以外の不確かさ要因として、原子炉圧力がピーク値付近にある期間中の加圧器安全弁の容量に余裕がなくなることにより原子炉圧力の上昇が顕著になる可能性がある。これについては、申請者が減速材温度係数初期値とドップラ係数に対する感度解析結果を踏まえて、有効性評価における解析条件では加圧器安全弁の容量には十分余裕があるとしていることを確認した。</p> <p>（参考2）</p> <p>申請者が使用した「原子炉停止機能喪失」における重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」のみであった。このため、これに類似するシーケンスで、同様に原子炉圧力の上昇をもたらさう「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」についても評価している。その結果、ベースケース解析での1次冷却系圧力の最高値は「主給水流量喪失+原子炉停止機能喪失」で18.5MPa、「負荷の喪失+原子炉停止機能喪失」で18.7MPaとなる事を確認した。（結果は、有効性評価で記載）</p>

（5）まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>② 以上の確認結果から、有効性評価におけるSPARKLE-2の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① SPARKLE-2の申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「原子炉停止機能喪失」時の1次冷却系の熱流動と炉心動特性との相互作用に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。 ((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 本コードは、炉心損傷に至る前の原子炉を対象としており、原則として従来の設計基準事故を対象とした安全解析コードとほぼ同等の検証方法が適用可能である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、計算ベンチマークや実験等を基に検証が行われ、適用範囲が示されている。 ((3) 妥当性確認（実験解析等）) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、感度解析による不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価（感度解析等）) <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のSPARKLE-2の特性に応じた使用方法は、妥当と判断できる。</p>

6. 3 M A A P

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2-III—第3部の表2.3-1「有効性評価の物理現象のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p> <p>(参考)</p> <p>シビアアクシデント現象に関する試験は限られていることから、運転時の異常な過渡変化及び事故解析に使用する最適評価コードが備えるべき要件を整理することを目的として日米で導入が進められている階層構造分析手法を参考にした物理現象の抽出と、重要な物理現象に対しては最新の知見の反映と感度解析による不確かさの確認を申請者に求めた。申請者はこれを了承し、有効性評価の事故シーケンスについて、主要な物理現象を対象に感度解析等に基づく不確かさ評価を示した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と、取り扱う物理現象毎に解析モデルの説明がなされていること。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設のモデル化や重要事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。また、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。 <p>また、炉心損傷後を含めたシビアアクシデントの事象進展に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。</p> <p>具体的には、炉心モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉出力 ・ 崩壊熱 ・ 熱水力モデル（伝熱） ・ 水位計算モデル <p>1次系モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） ・ 加圧器モデル ・ 1次系破損モデル ・ 破断流モデル <p>蒸気発生器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） <p>格納容器モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 熱水力モデル（流動、伝熱） ・ 再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素発生 ・ 格納容器破損モデル <p>安全系モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS ・ 蓄圧タンク ・ 格納容器スプレイ ・ 加圧器逃がし弁、安全弁 ・ 主蒸気逃がし弁、安全弁 ・ 補助給水 <p>デブリ挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ヒートアップ ・ リロケーション ・ 下部プレナムでのデブリ挙動 ・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉容器破損後の高圧炉心デブリ放出 ・ 格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉キャビティでのデブリ挙動（落下及び溶融プール、溶融プールの伝熱、コンクリート浸食） <p>FP挙動モデルについては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ FP放出 ・ 遷移・輸送 ・ 崩壊熱 <p>に関し、解析モデルの説明がなされていることを確認した。 また、本コードの使用実績については、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。 <p>(参考)</p> <p>MAAP コードの FP 挙動モデルに関し、燃料から 1 次系へ放出される FP 挙動については、PHEBUS-FP (FPT1) 実験解析結果を踏まえて、被覆管酸化反応熱及び燃料棒被覆管温度を高めに評価し、FP 放出開始のタイミングを早めに評価するとしていること、また、格納容器内に放出されたエアロゾルの挙動については、ABCove 実験解析を通じて、凝集及び重力沈降により減少するエアロゾル挙動評価が妥当であるとしていること、さらに FP 放出速度についての感度解析を通じて、炉心溶融時点で線量率から炉心損傷検知する手段への影響が小さいとしていることを確認した。</p>

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
(i) 検証方針の確認	① シビアアクシデントの解析は一般的に不確かさが大きく、申請者の解析結果の解釈においては、不確かさを踏まえて判断を下す必要があると

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>① 「はじめに」で示した2つの検証方針のうち、いずれを採用するかが明確であることを確認。</p>	<p>して、実験による検証や他のシビアアクシデントコードとのベンチマーク計算を通じた検証を行うとしていることを確認。</p>
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</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. 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</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>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析や類似する解析コードとの比較により定性的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析や類似する解析コードとの比較を通じて、解析結果の妥当性が評価されていることを確認。</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように計算ベンチマークや試験解析等による妥当性確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における重要現象（燃料内温度変化、燃料棒表面熱伝達、被覆管酸化・変形）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 加圧器における重要現象（冷却材放出）については、TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 蒸気発生器における重要現象（1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト）については、MB-2 実験解析により妥当性確認を行っている。 格納容器の重要現象（区画間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、水素濃度）については、HDR 実験、GSTF 実験の解析及び TMI 事故ベンチマーク解析により妥当性確認を行っている。 炉心損傷後の原子炉容器における重要現象（リロケーション、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、1次系内 FP 挙動）については、TMI 事故ベンチマーク解析及び PHEBUS-FP 実験解析により妥当性確認を行っている。 炉心損傷後の格納容器における重要現象（格納容器内 FP 挙動）については、PHEBUS-FP 実験、ABCOVE 実験の解析により妥当性確認を行っている。 炉心損傷後の格納容器における重要現象（熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生）については、ACE 試験、SURC 試験、DEFOR-A 試験、OECD-MCCI 試験等の解析により妥当性確認を行っている。

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</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>3. 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</p> <p>3.2.1 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</p>	<p>① MAAPは特に不確かさが大きいと考えられることから、MELCORによりモデルプラントを対象とした数多くの事故シーケンスについて解析を行い、解析結果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認した。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得た。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者に対し感度解析による不確かさ評価を行っている。</p> <p>不確かさ評価としては、「ECCS再循環機能喪失」時の炉心露出開始時間について、M-RELAP5との比較により不確かさを評価していることを確認した。次に、熔融炉心のコンクリート侵食量について、最新の実験的知見を反映して感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した。また、FCI、DCH、MCCIの各事象について、感度解析による不確かさ評価を行っていることを確認した（FCIについては、参考2を参照）。</p> <p>② DCHの解析において、1次系圧力が2.0MPa付近に落ち着く理由は、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることが原因と説明できること、原子炉容器は下部プレナムに冷却水があればデブリと容器間のギャップ水により冷却されるためドライアウト後に破損となることを説明した。これにより、原子炉容器は下部プレナムの冷却水がドライアウトした後に破損することから、申請者の物理的解釈は概ね妥当と判断した。</p> <p>③ 申請者の説明では、落下した熔融炉心がキャビティ床面全体に均一に広がるケースの結果を示すのみであった。これに対し、DEFOR試験やOECD MCCI試験などの最新のデータとの比較により解析結果の妥当性を確認した上で、感度解析による不確かさ評価を行うよう申請者に求めた。申</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>に考慮する。</p> <p>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>② DCH の解析では、蓄圧注入水の蒸発量と加圧器逃がし弁からの放出流量がバランスすることから、一定圧（2.0MPa 付近）に落ち着く傾向がある。この傾向を解析結果から確認すると共に、適切に根拠が説明されていることを確認。</p> <p>③ MCCI の解析では、溶融燃料の落下条件により解析結果が大きく変動する場合については、デブリジェット径、微粒子化割合、キャビティ床面上の水量及び水温、溶融燃料の落下の緩急、キャビティ床面上の広がり方の違い等を考慮した感度解析を実施する必要がある。</p>	<p>請者はこれを了承し、有効性評価で感度解析により不確かさ評価を行った。</p> <p>感度解析は、以下のパラメータについて実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・キャビティ水深 ・エントレインメント係数 ・炉心デブリの広がり面積 ・水-炉心デブリ間の熱伝達係数 ・上記パラメータの組み合わせの影響 <p>感度解析パラメータを組み合わせた場合、コンクリート侵食は最大約19cmとなり、実際のキャビティ床面のコンクリート厚さ（数メートル）と比較して十分に小さいことを確認した。</p> <p>(参考1)</p> <p>申請者はM-RELAP5による解析から、MAAPがM-RELAP5よりも炉心水位を高く、炉心露出開始時間を15分遅く評価するという解析結果を示した。これは、M-RELAP5ではSG伝熱管への液相流入量の違いにより、スチームバインディング効果を高く計算する結果、高温側配管領域で保有水量を相対的に少なく評価するとしていることを確認した。なお、申請者が旧日本原子力研究所のCCTFやTPTF実験解析を通じて、M-RELAP5がECCS再循環機能喪失での炉心露出、したがって燃料被覆管温度予測を保守的に評価することを踏まえて、有効性評価においてはMAAPとM-RELAP5との差を不確かさとして考慮するという評価方針は妥当と判断した。</p> <p>(参考2)</p> <p>FCI現象の今までの知見を整理し、FARO実験（欧州JRC）、KROTOS実験（欧州JRC）、ALPHA実験（旧日本原子力研究所）、COTELS実験（NUPEC）、TROI実験（韓国原子力研究所）について調査を行い、試験結果から実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいことを示した。さらに、これらのFCIの知見を踏まえ、溶融炉心が水プールに落下した時の粒子化による圧カスパイクについて、キャビティ水深、溶融炉心落下量等の不確かさ評価を申請者に求めた。申請者は、複数のパラメータの組み合わせを含む感度解析により不確かさ評価を行った。</p>

(5) まとめ

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

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>果の解釈において考慮すべき主要な不確かさ要因について確認している。また、多くの事故シーケンスで、MAAPによる解析と比較可能な結果を得ている。これらで抽出された不確かさ要因について、申請者は感度解析による不確かさ評価を行っている。（（4）不確かさ評価（感度解析等））</p> <p>以上のおり、有効性評価における申請者のMAAPの解析結果の解釈は現在の技術レベルに照らして妥当であり、適切に不確かさを考慮することで有効性評価に適用が可能と考えている。</p>

6. 4 G O T H I C

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング(H, M, L)が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2-III—第4部の表2-2「格納容器破損防止対策の有効性評価（水素燃焼）のランク」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ GOTHICは質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。また、ポンプ、バルブ、スプレー、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても模擬可能である。 <p>また、シビアアクシデント時の格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されていることを確認した。具体的には、コードの主要な解析モデルとして、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基本式 ・ 数値解法 ・ 区間間・区間内の流動 ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・ スプレー ・ 水素処理 <p>についてモデルの説明がなされていることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 米国においては、各種プラントの格納容器に対するDBA解析、SA解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。 ・ 原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有している。

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>3. 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</p>	<p>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性の確認を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器における重要現象（区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレー特性、PAR特性、イグナイタによる水素

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<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>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 格納容器内水素混合挙動については、検証実験と実機のスケールの差やスプレイ条件の違いを考慮の上、実機適用性を説明していることを確認。</p> <p>③ PARの水素処理モデルについては、PARの性能試験等の知見を基に妥当性が説明されていることを確認。</p>	<p>燃焼)については、NUPEC試験 Test M-7-1 及び Test M-4-3、THAI試験 HR-3の解析等により妥当性確認を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> PARの性能評価式及び水素処理モデルについては、THAI実験により妥当性確認を行っている。 <p>また、本コードについては PWR 実機を対象とした安全解析への適用実績があり、かつ原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有していることを確認した。</p> <p>② 申請者は、格納容器内水素混合挙動について、ドライ型4ループPWRの1/4規模で、4ループ相当の区画を模擬し、ヘリウムを用いて非凝縮性ガスの拡散・混合挙動を把握したNUPEC試験の中で、SG下部での配管破断を想定して格納容器スプレイを作動させたM7-1試験を良好に再現する。また、NUPEC M7-1試験解析や数値流体力学（CFD）コードを用いた実機条件の解析結果を踏まえて、GOTHICは幅広いスプレイ条件を含めた実機条件にも適応可能であるとしていることを確認した。また、仮にスプレイがなく、水素の成層化が懸念される場合においても、格納容器ドーム部のノード分割を細かくすることで当コードを用いて解析が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>③ 申請者は、PARの性能評価式はメーカーより提示されており、国際的な実証試験において試験結果との相関関係の確認を行っているとした。しかし、PARの性能評価式及びGOTHICにおけるPARの水素処理モデルの妥当性については、PARの性能評価式がTHAI試験におけるPAR単体の性能試験により、PARの水素処理モデルについては、THAIのHR-3試験の解析により妥当性のチェックを行っていることを確認した。</p>

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>3. 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</p> <p>3.2.1 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>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p> <p>②</p>	<p>① 不確かさ評価については、以下の重要現象について評価し、有効性評価への適用性について検討していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 区間間・区間内の流動 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 スプレイ 水素処理 <p>特に、重大事故時の格納容器内水素混合挙動について、妥当性確認が行われた実験条件と実機条件との違いを踏まえて、有効性評価への適用性について検討していることを確認した。具体的には、水素の成層化による一時的及び局所的な濃度の予測の不確かさは、有効性評価に影響を与えるものではないとしていることを確認した。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>④ 以上の確認結果から、有効性評価における GOTHIC の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① GOTHICについての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデント時の格納容器挙動に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。((1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル) PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。なお、原子力分野に限らず一般的な熱水力系にも適用可能であり、高い汎用性を有し

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<p>ている。((2) 解析モデル)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 上記の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。((3) 妥当性確認（実験解析等） ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。((4) 不確かさ評価（感度解析等） <p>以上のとおり、有効性評価における申請者のGOTHICの特性に応じた使用方法は、妥当と認められる。</p>

6. 5 COCO

(1) 重要現象の特定

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) コードが解析対象とする事象で扱われる重要現象の抽出とランク付けがなされていることを確認。</p> <p>① 解析対象とする事象に対して重要現象のランキング（H, M, L）が整理され、上記5.の解析モデルの対応表と結果が矛盾しないことを確認。</p>	<p>① 追補2-III—第5部の表2-2「各物理現象に対して重要度の分類」に有効性評価の対象とする事故シーケンスについて、物理現象のランキングが整理されており、その理由について説明されていることを確認した。また、物理現象のランキングが、上記5.の解析モデルの対応表と整合が取れていることを確認した。</p>

(2) 解析モデル

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 解析モデルが有効性評価の解析に適用して概ね妥当であることを確認。</p> <p>① 解析コードの主要な機能と解析モデルの説明がなされていること、またその技術的レベルが有効性評価に適用しても問題が生じない程度であることを確認。もし、類似した目的で使用した実績がある場合には、それを列挙することが望ましい。</p>	<p>① 解析コードの主要な機能としては、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ COCOは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発されたコードであり、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。また、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。 <p>また、コードの評価モデルを、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ノード ・ 保存則（質量、エネルギー） ・ ヒートシンク ・ その他（格納容器スプレイによる除熱量等） <p>について説明していることを確認した。</p> <p>また、本コードの使用実績及び妥当性確認に関する知見として、以下の通り説明していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績がある。 ・ 本コードは、M-RELAP5で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。

(3) 妥当性確認（実験解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> </div> <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>① 重要現象の解析モデルについて、以下のように試験解析等による妥当性評価を行い、有効性評価で想定する条件範囲について解析精度を定量的に評価していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器の重要現象（構造材との熱伝達及び内部熱伝導）については、CVTR Test-3実験の解析により妥当性確認を行っている。 <p>(参考)</p> <p>申請者は、格納容器圧力について、CVTR 試験の解析による妥当性確認から、ピーク圧力の計算値が測定値を約 1.6 倍過大評価する傾向があ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>(i) 解析コードの妥当性が、実験解析等によって定量的に確認されていることを確認</p> <p>① 有効性評価で想定する条件を十分に包絡する条件範囲について、実験解析等（計算ベンチマークでも可）を通じて重要現象に係る解析モデルの解析精度が明確にされていることを確認。</p> <p>② 格納容器内温度分布については、実機において格納容器内自然循環が不十分な条件において温度成層化が起きる可能性について検討していることを確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時については、水素濃度上昇による性能低下の影響を踏まえ、感度解析等により不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	<p>ること、また、格納容器雰囲気温度については、計算値が CVTR 実験装置の平均雰囲気温度に対する測定値を約 20°C 過大評価することを確認している。これに対し、COCO コードが適用される「全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA）」で、格納容器内のヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数を小さめに設定することで評価の保守性を確保していることを確認した。</p> <p>② 実機において LOCA の漏えい量が少なく、格納容器内自然循環が不十分なためにドーム部に温度成層化が起きる可能性についての検討を申請者に求めた。申請者からの追加説明により、申請者が NUPEC 試験（M-3 シリーズ）の知見を踏まえて、実機条件では LOCA による破断流や格納容器スプレイによって格納容器ドーム部に当該試験条件を上回る規模で混合が起きていると考えられることから、ドーム部には温度成層化が起こらず、単一ノードを用いた COCO で解析が可能であるとしていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動へのコードの適用性の根拠を示すよう申請者に求めた。申請者からの追加説明により、CVTR 試験解析等で妥当性が確認されたヒートシンク量やヒートシンク表面の熱伝達係数は、長期解析においても一定であるため、有効性評価への適用性が成立していることを確認した。また、水素濃度上昇の効果については、最大濃度 13% の時に除熱性能が 10% 程度低下する影響を考慮して不確かさ評価を行っていることを確認した。</p>

(4) 不確かさ評価（感度解析等）

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び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</p> <p>2. 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド</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>(i) モデルの検証範囲を超えて使用する場合に感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認</p> <p>① 不確かさ幅が大きい物理現象を抽出し、感度解析等による不確かさ評価を行っていることを確認。</p>	<p>① 不確かさ評価としては、シビアアクシデント時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度について、スプレイ条件の違いを踏まえて、複数の実験による妥当性確認を行っていることを確認した。また、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却時を含めた長期的挙動についての適用性評価を行っていることを確認した。</p>

(5) まとめ

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
<p>⑤ 以上の確認結果から、有効性評価における GOTHIC の使用方法が妥当と判断できることを確認。</p>	<p>① COCO についての申請者の説明内容について、以下のように確認した。</p> <p>・「全交流動力電源喪失」時の格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度に係る重要現象に対する解析モデルが説明されている。（(1) 重要現象の特定、(2) 解析モデル）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（玄海3・4号炉）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR実機を対象とした安全解析への適用実績がある。 ((2) 解析モデル) ・ 本コードは、M-RELAP5で計算された放出質量、エネルギー流量を境界条件として、格納容器内圧評価を行うために補助的に使用されており、他コードと比較して解析モデルや数値解法が単純なため、妥当性確認は容易である。上記の重要現象に係る解析モデルについて、解析結果が概ね妥当と見なせることを確認している。 ((3) 妥当性確認 (実験解析等)) ・ 不確かさ幅が大きいと思われる物理現象を適切に抽出し、不確かさ評価を行っている。 ((4) 不確かさ評価 (感度解析等)) <p>以上のおり、有効性評価における申請者のCOCOの特性に応じた使用方法は、妥当と認められる。</p>