

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721P-9 r. 4. 0
提出年月日	令和4年8月31日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

7.2.1.1 格納容器過圧破損

令和4年8月
北海道電力株式会社

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
比較結果等を取りまとめた資料				
1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大阪3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : 下記1件				
・ SFP注水操作開始がSFPの沸騰開始前に可能になるようにタイムチャートを修正(第7.2.1.1.3図)【比較表P66】				
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由				
a. 大阪3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-3) バックフィット関連事項				
なし				
2. 大阪3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要				
2-1) 比較表の構成について				
・ 泊と大阪、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「差異の説明」欄に差異理由を記載しているプラントを【大阪】【高浜】と記載している				
・ 参考までに泊の「格納容器過圧破損」の横に女川の「格納容器過圧・過温破損」を掲載した。これは両者、大LOCAを起因事象としているため。そのうえで、女川は代替循環冷却系を使用する場合と、フィルタベントを使用する場合の2つの評価を行っているが、泊はフィルタベントを設置していないため、女川の代替循環冷却系を使用する事象を掲載する。				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・ 泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある(添付資料6.5.8)				
●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性(高圧時の注入流量が若干多い) : 「ECCS注水機能喪失(2インチ破断)」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ(CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い) : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目(1/2)				
項目	大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
格納容器破損モードの特徴	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、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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よって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。			差異なし

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
------------	---------	------------	-------------	-------

2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)

項目	大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
格納容器破損防止対策	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ため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。	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ため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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、並び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整備する。	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ため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大阪、高浜は燃料取替用水タンク（ピット）と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する
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」			差異なし
有効性評価の結果（評価項目等）	原子炉格納容器圧力：事象発生約 14 時間後に最高値約 0.43MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.78MPa[gage]) を下回る。 放射性物質の総放出量：事象発生から 7 日後までの Cs-137 の総放出量は約 5.2TBq にとどまり、「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」に示された 100TBq を十分下回る。	原子炉格納容器圧力：格納容器内自然対流冷却により事象発生約 45 時間後に最高値約 0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) を下回る。 放射性物質の総放出量：事象発生から 7 日後までの Cs-137 の総放出量は約 5.1TBq にとどまり、「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」に示された 100TBq を十分下回る。	原子炉格納容器圧力：格納容器内自然対流冷却により事象発生約 47 時間後に最高値約 0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) を下回る。 放射性物質の総放出量：事象発生から 7 日後までの Cs-137 の総放出量は約 4.2TBq にとどまり、「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」に示された 100TBq を十分下回る。	解析結果の相違 ・大阪は代替格納容器スプレイから格納容器内自然対流冷却に切り替える前に原子炉格納容器雰囲気温度のピークに到達しているため、「格納容器内自然対流冷却により」とは記載していない

2-4) 主な差異

項目	大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	差異の説明
イグナイタの起動タイミング	非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。	炉心出口温度指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う 1 次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。	大阪と同じ	設計の相違 ・イグナイタの起動は、大阪、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動

2-5) 差異の識別の省略

- PDS (泊) ⇔プラント損傷状態 (大阪、高浜)
- 1次系 (泊、高浜) ⇔1次冷却系 (大阪)
- 開放 (泊、高浜) ⇔開処置・開操作 (大阪)
- 作動 (泊、高浜) ⇔動作 (大阪)
- 最小保有水量 (泊) ⇔最低保有水量 (大阪、高浜)
- 炉心溶融 (開始) (泊) ⇔炉心損傷 (大阪、高浜)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>本原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。</p> <p>(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</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、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注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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よって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に</p>	<p>7.2 重大事故</p> <p>7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>7.2.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるPDSは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、SLW、AEW、TEW、AED及びSEWがある。</p> <p>(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</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、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、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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よって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容</p>	<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。</p> <p>(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</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、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、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、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よって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2Eがある。</p> <p>(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</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生し</p>	<p>【大阪】 記載方針の相違 ・大阪は添付書類十と同様の記載をまとめ資料にも記載しているが、泊は添付書類十には記載するがまとめ資料には記載しない方針（高浜、女川と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気冷却を行う。</p>	<p>炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>た非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。代替循環冷却系が使用できる場合には、原子炉格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「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」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p>	<p>差異の説明</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・泊は他事象に合わせて長期対策を記載（伊方と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、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ため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、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対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、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ため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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、並び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整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備とし</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、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ため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として</p>	<p>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスに対して、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ため、初期の対策として低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備する。</p>	<p>【大阪、高浜】設計の相違</p> <p>・代替格納容器スプレイに関しては、大阪、高浜は燃料取替用水タンクと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ビレットを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ビレットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する</p> <p>【大阪、高浜】設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.1.1.1 図に、対応手順の概要を第3.1.1.2 図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.1.1 表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計48名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員14名（1号炉及び2号炉中央制御室要員4名を含む。）である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が26名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が6名である。この必要な要員と作業項目について第3.1.1.3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、48名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失</p>	<p>て格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.1.1 図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1 表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける事象発生3時間までの重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計15名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員が、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が6名、関係箇所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。また、事象発生3時間以降に追加に必要な要員は、可搬型タンクローリーによる燃料補給を行うための参集要員2名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、15名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を</p>	<p>原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第3.1.1.1.1 図に、対応手順の概要を第3.1.1.1.2 図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.1.1.1 表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員、本部要員及び召集要員で構成され、合計84名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生の6時間後までは、中央制御室の運転員が、中央監視・指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員16名（内1号炉及び2号炉中央制御室要員6名）、発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が22名、関係各所に通報連絡等を行う本部要員が6名である。召集要員に期待する事象発生の6時間後以降に必要な召集要員は38名である。この必要な要員と作業項目について第3.1.1.1.3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、84名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失</p>	<p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.2.1 図及び第3.1.2.2 図に、対応手順の概要を第3.1.2.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.2.1 表に示す。</p> <p>（添付資料 3.1.2.1）</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第3.1.2.4 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。</p>	<p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>を想定しており、その手順については「2.2 全交流動力電源喪失」の「2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置 LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。 事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の</p>	<p>を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置 LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。 事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。 また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の電</p>	<p>を想定しており、その手順については「2.1.2 全交流動力電源喪失」の「2.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置 LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。 事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の電</p>	<p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認 運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故(LOCA)が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。 外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統(6.9kV)の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至ることから、全交流動力電源喪失を確認する。 全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、6-2C 母線電圧及び6-2D 母線電圧である。 なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>b. ECCS 等機能喪失確認 ECCS 等の安全機能の喪失を確認</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は他のSBO事象と同様に非常用直流母線への給電確認を明確化している</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに送水車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンパ及び格納容器再循環サンパ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料2.2.1）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての蒸気発生器補助給水流</p>	<p>源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンパ・格納容器再循環サンパ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料7.1.2.2）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての補助給水流量指示の合計</p>	<p>電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに消防ポンプの準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンパ・格納容器再循環サンパ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。 （添付資料2.2.3）</p> <p>e. 補助給水系の機能喪失の判断 すべての蒸気発生器補助給水流</p>	<p>する。 ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量である。</p> <p>c. 炉心損傷確認 大破断LOCA時にECCS等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッションチェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)及び格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)である。 （添付資料3.1.3.1） また、炉心損傷判断後は、格納容器内のpH調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境への有機よう素の放出量を低減させることができる。 なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p> <p>d. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>量計指示の合計が125m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>高圧注入系及び低圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、</p>	<p>が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系・高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>低圧注入系・高圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。</p> <p>g. 格納容器水素イグナイタの起動</p> <p>炉心出口温度指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタ</p>	<p>量計指示の合計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系・高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>また、所内電源及び外部電源喪失が発生しておらず、1次冷却材漏えいにより非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。</p> <p>低圧注入系・高圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ流量積算等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、</p>	<p>格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(D/W)及び格納容器内水素濃度(S/C)である。</p> <p>e. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の準備を開始する。</p> <p>f. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、残留熱除去系A系配管を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)等である。</p> <p>なお、大破断LOCAにより格納容</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 設計の相違</p> <p>・イグナイタの起動は、大阪、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・差異理由については上記を参照</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p> <p>h. 可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。</p> <p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。 (添付資料 3.1.1.1)</p> <p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認</p>	<p>を起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。</p> <p>格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。</p> <p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。 (添付資料 7.2.1.1.1)</p> <p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。</p> <p>j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認</p>	<p>空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p> <p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断</p> <p>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。 (添付資料 3.1.1.1)</p> <p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認</p>	<p>器温度が上昇し、ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及びドライウエル温度である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位レベル 0 まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で原子炉注水を維持する。 (添付資料 3.1.2.2)</p> <p>g. 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を残留熱除去系A系配管から残留熱除去系B系配管に切り替える。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>・泊はアニュラス部の水素濃度測定についても記載する方針（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。</p> <p>(設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設)補足説明資料 52-8, 52-10)</p> <p>k. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が 2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁の代替空気(窒素ボンベ接続)の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。</p> <p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計</p>	<p>格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。</p> <p>(設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設)補足説明資料 52-7, 52-9)</p> <p>k. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアナユラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナユラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアナユラス内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.2)</p> <p>1. 1次系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力(広域)指示が 2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</p> <p>1次系強制減圧操作に必要な計装</p>	<p>原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。</p> <p>(設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設)補足説明資料 52-8, 52-10)</p> <p>k. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次系強制減圧</p> <p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が 2.0MPa[gage]以上であれば、窒素ボンベ(加圧器逃がし弁作動用)による駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)も準備する。</p> <p>1次系強制減圧操作に必要な計</p>	<p>口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウェル圧力、サブプレッションプール水温度等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・差異理由は前述 どおり(8ページ 参照)</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%から71%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信</p>	<p>設備は、1次冷却材圧力（広域）である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、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開始する。なお、炉心の冷却については、B一充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬式大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</p> <p>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に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切換の条</p>	<p>装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては熔融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%）を確保し、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%から77%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水タンク水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器広域圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・差異理由は前述どおり（2ページ参照）</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環自動切換に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。 (添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンプの代替空気(窒素ボンベ接続)供給を行い、アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ再循環切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。 (添付資料 7.1.2.3、7.2.1.1.3、7.2.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給(窒素ボンベ接続)及びダンプの手动開操作を行い、B-アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>格納容器スプレイ系再循環切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。 (添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンプの代替空気(窒素ボンベ接続)供給を行い、アンユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンプの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>A、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。 (添付資料 2.2.8)</p>	<p>設計の相違</p> <p>・再循環切替えは大阪、高浜は自動だが、泊は手动切替</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
				添付書類の相違 ・高浜では添付資料2.2.8にて、大容量ポンプ車の運用変更（SWP代替機能と放水機能の兼用を取り止め各々整備）を説明している。泊は当初より可搬型大型送水ポンプ車を各々整備しており運用変更は実施していない。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低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 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低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 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ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を起因とした「大破断LOCA時に高圧注入機能、低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。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可</p>	<p>7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>PDSの選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。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」である。</p> <p>このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・中破断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 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ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を起因とした「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注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプに</p>	<p>3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、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」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・中破断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 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ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を起因とした「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注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可</p>	<p>3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達並びにスプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・泊では前段に合わせて破断規模と記載</p> <p>【大飯、高浜】</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプ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、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 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>b. 原子炉容器、1次冷却系、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における原子炉容器破損・溶融 ・炉心損傷後の原子炉容器にお 	<p>よる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水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、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 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>b. 原子炉容器、1次冷却系、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 	<p>搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプ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、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質質量が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 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>b. 原子炉容器、1次冷却系、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 	<p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・差異理由は前述どおり (3ページ参照) 【大阪、高浜】 設備名称の相違 <p>【大阪】</p> <p>記載表現の相違</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>る1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・格納容器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熔融燃料-冷却材相互作用 ・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核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に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熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類「3.5.1</p>	<p>る1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間の流動 ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・スプレイ冷却 ・格納容器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熔融燃料-冷却材相互作用 ・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核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に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熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果を参照する。</p>	<p>る1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 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 ・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 ・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核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に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熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p>	<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内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熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、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、本評価事故シナリオ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。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材管（約0.74m（29 インチ））の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能、低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量を考慮するも</p>	<p>(添付資料 7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、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、本評価事故シナリオ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。</p> <p>(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 本評価事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29 インチ））の完全両端破断とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 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量を考慮するものとする。</p>	<p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、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、本評価事故シナリオ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。</p> <p>(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 本評価事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.1.2.1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m（29 インチ））の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 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量を考慮するも</p>	<p>また、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、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環配管（出口ノズル）とする。</p> <p>(添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能が機能喪失するも</p>	<p>【大阪】 記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>のとする。</p> <p>(c) 外部電源 「3.1.1.2(2)a.(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。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、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生の60秒後に4基の蒸気発生器に合計200m³/hの流量で注水するものとする。</p> <p>(b) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p>	<p>る。</p> <p>(c) 外部電源 「(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。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。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m³/hの流量で注水するものとする。</p> <p>(b) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量とする。</p>	<p>のとする。</p> <p>(c) 外部電源 「(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。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。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水するものとする。</p> <p>(b) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。</p>	<p>のとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 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、解析コード MAAPの評価結果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。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</p> <p>(b) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、原子炉水位低(レベル2)到達時に停止するものとする。</p> <p>(c) 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水 最大130m³/hにて原子炉注水し、原子炉水位がジェットポンプ上端(以下「原子炉水位L0」という。)まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量(最大35m³/h)で注水する。</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>蓄圧タンク保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンク保有水量 (最低保有水量) 26.9m³ (1基当たり)</p> <p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ流量 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプともに設計上期待できる値として130m³/hとする。</p> <p>(d) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置 原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「3.1.1.2(4)有効性評価の結果」にて考慮する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従</p>	<p>蓄圧タンクの保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量 (最小保有水量) 29.0m³ (1基当たり)</p> <p>(c) 代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ流量 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設計上期待できる値として140m³/hとする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ 原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが、原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「(4)有効性評価の結果」にて考慮する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以</p>	<p>蓄圧タンク保持圧力 (最低保持圧力) 4.04MPa[gage]</p> <p>蓄圧タンク保有水量 (最低保有水量) 29.0m³ (1基当たり)</p> <p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ流量 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプともに設計上期待できる値として140m³/hとする。</p> <p>(d) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置 原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「(4)有効性評価の結果」にて考慮する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以</p>	<p>(添付資料 3.1.2.3) (d) 代替循環冷却系による格納容器除熱 代替循環冷却系の循環流量は、全体で150m³/hとし、原子炉注水へ50m³/h、格納容器スプレィへ100m³/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレィを実施する。</p> <p>(e) 原子炉補機代替冷却水系 代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき14.7MW(サブプレッションプール水温150℃、海水温度26℃において)とする。</p>	<p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>・大阪、高浜は2台のポンプをまとめて「代替低圧注水ポンプ」と記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・差異理由は前述どおり (3ページ参照)</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 大容量ポンプ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、現場操作に必要な時間、操作等の時間を考慮して、事象発生24時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の102%で長時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、ウラン燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。</p> <p>(添付資料3.1.1.7)</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的</p>	<p>下のとおり設定する。</p> <p>(a) 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、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 可搬型大型送水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、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生24時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、ウラン炉心にて定格出力の102%で長時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1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.7)</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なゾー</p>	<p>下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 大容量ポンプ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、要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して、事象発生24時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、原子炉はウラン燃料が3/4、MOX燃料が1/4の装荷比率で定格出力の102%で長時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。</p> <p>(添付資料3.1.1.7)</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的な</p>	<p>て以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、事象発生25分後から開始する。</p> <p>なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。</p> <p>(b) 原子炉補機代替冷却水系の運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生24時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価(Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出※1されるものとする。</p> <p>※1 セシウムの格納容器内への</p>	<p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>・泊は格納容器内自然対流冷却の操作に召集要員を用いるため(a)代替格納容器スプレイの記載に揃える(伊方と同様)</p> <p>【高浜】 設計の相違</p> <p>・高浜は48GWd/t燃料のためウラン炉心よりもMOX炉心の評価が厳しいが、泊は55GWd/t燃料であるためMOX炉心よりもウラン炉心の評価が厳しいため、ウラン炉心を考慮する</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の 대기への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料3.1.1.8)</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、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。</p> <p>(添付資料3.1.1.9、3.1.1.10)</p> <p>d. 時間経過とともにCs-137の 대기への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析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%/dとする。なお、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%/dとする。</p> <p>(添付資料3.1.1.11)</p>	<p>スタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の 대기への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.8)</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、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。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.9、7.2.1.1.10)</p> <p>d. 時間経過とともにCs-137の 대기への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析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%/dとする。なお、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、0.135%/dとする。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.11)</p>	<p>ソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の 대기への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料3.1.1.8)</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、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。</p> <p>(添付資料3.1.1.9、3.1.1.10)</p> <p>d. 時間経過とともにCs-137の 대기への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析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%/dとする。なお、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、0.135%/dとする。</p> <p>(添付資料3.1.1.11)</p>	<p>放出割合については、本評価事故シナリオにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。</p> <p>c. 格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブレーションチェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は10)を考慮する。</p> <p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率0.5回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>非常用ガス処理系は、事象発生60分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後10分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>(H25.8.20 審査 会合説明済み)</p> <p>【大阪】 解析条件の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、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ものとする。</p> <p>g. 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%とする。 (添付資料3.1.1.12)</p> <p>h. 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浄化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はそのまま全量大気中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。</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第3.1.1.4図及び第3.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第3.1.1.6図から第3.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第3.1.1.9図から第3.1.1.13図に示す。</p>	<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、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ものとする。</p> <p>g. 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%とする。 (添付資料7.2.1.1.12)</p> <p>h. 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浄化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78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はそのまま全量大気中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。</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第7.2.1.1.5図から第7.2.1.1.7図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.1.8図から第7.2.1.1.12図に示す。</p>	<p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、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ものとする。</p> <p>g. 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%とする。 (添付資料3.1.1.12)</p> <p>h. 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浄化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78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はそのまま全量大気中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。</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第3.1.1.2.1図及び第3.1.1.2.2図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第3.1.1.2.3図から第3.1.1.2.5図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第3.1.1.2.6図から第3.1.1.2.10図に示す。</p>	<p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。 (添付資料3.1.2.7, 3.1.2.8)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位(シュラウド内外水位)、注水流量及び原子炉圧力容器内保有水量の推移を第3.1.2.5図から第3.1.2.7図に、燃料最高温度の推移を第3.1.2.8図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッションプール水位及びサプレッションプール水温の推移を第3.1.2.9図から第3.1.2.12図に示す。</p>	<p>【大阪】 解析条件の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ回転数低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。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1次冷却系保有水量が低下し、事象発生の約21分後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料3.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約51分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>その後、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、約2.5時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>また、事象発生の24時間後に大容量ポンプ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を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、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ことから1次系保有水量が減少し、事象発生の約19分後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約49分後に運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生の約2.8時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる</p> <p>(添付資料7.2.1.1.13)</p> <p>また、事象発生の24時間後に可搬型大型送水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を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生の約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約49</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、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ことから1次系保有水量が低下し、事象発生の約19分に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料3.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約49分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>その後、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、約3.4時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>また、事象発生の24時間後に大容量ポンプ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を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約48</p>	<p>a. 事象進展</p> <p>大破断LOCA時にECCS等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約30分後に燃料温度は約2,500K(約2,227℃)に到達する。事象発生から25分後、常設代替交流電源設備より交流電源の供給をした復水移送ポンプ1台を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位L0以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</p> <p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は上昇する。</p> <p>事象発生から24時間経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</p> <p>(添付資料3.1.2.4)</p>	<p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪】 解析結果の相違</p> <p>【大阪】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>・事象進展をより詳細に記載(伊方と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 記載方針の相違</p> <p>・大阪は事象進展</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>格納容器圧力は事象発生時の約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生時の約26時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料3.1.1.14)</p>	<p>時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.14)</p>	<p>時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料3.1.1.14)</p>		<p>をより詳細に記載</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.1.9図に示すとおり、事象発生時の約14時間後に最高値約0.43MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第3.1.1.10図に示すとおり、事象発生時の約26時間後に最高値約143℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第3.1.1.14図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.2TBqにとどまり、「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</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.1.1.8図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生時の約45時間後に最高値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.1.1.9図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生時の約49時間後に最高値約137℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.13図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1TBqにとどまり、「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</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.1.2.6図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生時の約47時間後に最高値約0.335MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第3.1.1.2.7図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生時の約48時間後に最高値約133℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニユラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第3.1.1.2.11図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約4.2TBqにとどまり、「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</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第3.1.2.9図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を超えない。</p> <p>なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約24時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の1%以下^{※2}であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※2 格納容器圧力が最大値の約0.536MPa[gage]を示す事象発生から約24時間後の格納容器内の非凝縮性ガス(水素、酸素及び窒素)の物質量は約$6 \times 10^3 \text{ mol}$であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約$5 \times 10^3 \text{ mol}$以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサブプレッションチェン</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された 100TBq を十分下回る。大気放出過程を第 3.1.1.15 図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137 の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生後 30 日後（約 5.7TBq）及び 100 日後（約 5.7TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBq を下回る。</p> <p>（添付資料 3.1.1.15）</p> <p>1 次冷却材圧力は第 3.1.1.6 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生後約 1.4 時間後における 1 次冷却材圧力は約 0.21MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シナリオと「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」の評価事故シナリオが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレ이가作動することで本シナリオよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目</p>	<p>効性評価に関する審査ガイド」に示された 100TBq を十分下回る。大気放出過程を第 7.2.1.1.14 図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137 の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生後 30 日後（約 5.5TBq）及び 100 日後（約 5.5TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBq を下回る。</p> <p>（添付資料 7.2.1.1.15）</p> <p>1 次冷却材圧力は第 7.2.1.1.5 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生後約 1.6 時間後における 1 次冷却材圧力は約 0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減される。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シナリオと「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シナリオが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(6)に示す評価項目については、格納容器スプレ이가作動することで本シナリオよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された 100TBq を十分下回る。大気放出過程を第 3.1.1.2.12 図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137 の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生後 30 日後（約 4.5TBq）及び 100 日後（約 4.5TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBq を下回る。</p> <p>（添付資料 3.1.1.15）</p> <p>1 次冷却材圧力は第 3.1.1.2.3 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生後約 1.5 時間後における 1 次冷却材圧力は約 0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」の e. 及び h. に示す評価項目については、本評価事故シナリオと「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」の評価事故シナリオが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>f. に示す評価項目については、格納容器スプレ이가作動することで本シナリオよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>バの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッションチェンバでの分圧は 0.01MPa[abs]未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.2.10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇し、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウナダリにかかる温度の最高値は約 178℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p>第 3.1.2.5 図に示すとおり、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2.9 図及び第 3.1.2.10 図に示すとおり、24 時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目に</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪】 記載方針の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>目を満足することを確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応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。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.16)</p> <p>第3.1.1.9図及び第3.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約26時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.1.1.17)</p>	<p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.1.12図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応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発生量を、原子炉格納容器内水素処理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。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.16)</p> <p>第7.2.1.1.8図及び第7.2.1.1.9図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約49時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.17)</p>	<p>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.1.2.10図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応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。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。</p> <p>(添付資料3.1.1.16)</p> <p>第3.1.1.2.6図及び第3.1.1.2.7図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約48時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.1.1.17)</p>	<p>ついて、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p>(添付資料3.1.2.5, 3.1.2.6, 3.1.3.2)</p> <p>なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。</p> <p>原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約9.9×10^{-1} TBq(7日間)となり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約1.0TBq(30日間)及び約1.0TBq(100日間)であり、100TBqを下回る。</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉 (添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.8)	差異の説明

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>3.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</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、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。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプ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により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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大容量ポンプ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開始操作とする。</p> <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</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p>	<p>7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</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、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。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作であ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及び可搬型大型送水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により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心熔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操作及び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可搬型大型送水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開始操作並びにアニュラス空気浄化設備の起動操作とする。</p> <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</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p>	<p>3.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</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、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。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプ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により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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大容量ポンプ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開始操作とする。</p> <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</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p>	<p>3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>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）」（代替循環冷却系を使用する場合）では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</p> <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</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述どおり (3ページ参照) 【大阪、高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊はアニュラス空気浄化設備の起動操作の不確かさの影響を確認しているため記載（伊方と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心熔融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心熔融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	<p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心熔融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心熔融開始の30分後に開始するもの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操作に与える影響は小さい。</p>	<p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心熔融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心熔融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	<p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精微である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉へ</p>	<p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、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。</p>	<p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、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。</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、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。</p>	<p>の注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始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。また、格納容器各領域間の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さい。本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始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。</p>	<p>【高浜】 記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶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により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作開始の起点としている運</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、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力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に対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</p>	<p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、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力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に対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</p>	<p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、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力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用に対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</p>	<p>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。 (添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の</p>	<p>い。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果</p>	<p>える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム 水反応速度の係数についての感度解析)では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効 燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容</p>	<p>【高浜】 記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの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により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの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により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原</p>	<p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定</p>	<p>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に係る解析コードの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、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の</p>	<p>挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、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対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。 本感度解析においては約 17cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が</p>	<p>に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、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対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。 第 7.2.1.1.15 図及び第 7.2.1.1.16 図に示すとおり、約 18cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生と、これに伴う反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部</p>	<p>判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、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対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。 第 3.1.1.3.1 図及び第 3.1.1.3.2 図に示すとおり、約 19cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生と、これに伴う反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子</p>		<p>【大阪】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第3.1.1.16図及び第3.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、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(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、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ない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.1.2表に示すとおりであり、そ</p>	<p>キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、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(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、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ない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.1.2表に示すとおりであり、そ</p>	<p>炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、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(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、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ない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.1.2.1表に示すとおりであり、そ</p>	<p>炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、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(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、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ない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.1.2.2表に示すとおりであり、そ</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>これらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。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、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、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の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、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より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を</p>	<p>これらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。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、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、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の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、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より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする</p>	<p>これらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。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（標準値）、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク（標準値）及び1次冷却材の流出流量、並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水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の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、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より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を</p>	<p>これらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始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。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及</p>	<p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約51分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、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「3.1.1.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起</p>	<p>運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出量の増加により、炉心溶融開始が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するもの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は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、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「(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容</p>	<p>起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、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「(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起</p>	<p>び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9, 3.1.2.10)</p>	<p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(大飯と同様)</p> <p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・泊は大飯、高浜と同様に粗フィルタを取り外した状態で感度解</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、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より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材</p>	<p>器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、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より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量</p>	<p>点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、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より大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シナジスは大破断 LOCA を想定しており、2 次系からの冷却効果はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は代替循環冷却系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さい</p>	<p>析を実施しているため、感度解析における評価条件を明確化（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・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） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生時の約51分後とした。その結果、第3.1.1.18図から第3.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、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。</p> <p>(添付資料3.1.1.19)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性：100℃～約168℃、約6.7MW</p>	<p>の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・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） <p>いずれのケースも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開始時間は基本ケースと同様に事象発生時の約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.17図から第7.2.1.1.22図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、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。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.19)</p> <p>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、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮(1基当たり</p>	<p>の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・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） <p>いずれのケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生時の約49分後とした。その結果、第3.1.1.3.3図から第3.1.1.3.8図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、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。</p> <p>(添付資料3.1.1.19)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を設計値(1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃、約6.6MW</p>	<p>ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、第3.1.2.13図及び第3.1.2.14図に示すとおり、格納容器圧力は0.85MPa[gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料3.1.2.9、3.1.2.10)</p>	<p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違</p> <p>・差異理由は前述どおり</p> <p>(37ページ参照)</p> <p>【大飯、高浜】</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>～約 13.0MW) とした場合の感度解析の結果を第 3.1.1.24 図及び第 3.1.1.25 図に示す。その結果、事象発生後の 24 時間後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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、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、第 3.1.1.26 図及び第 3.1.1.27 図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、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。</p> <p>(添付資料 2.4.6、添付資料 3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、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等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に</p>	<p>の除熱特性：100℃～約 155℃、約 4.4MW～約 7.6MW) した場合の感度解析の結果を第 7.2.1.1.23 図及び第 7.2.1.1.24 図に示す。その結果、事象発生後の 24 時間後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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料 7.1.4.7)</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析結果を第 7.2.1.1.25 図及び第 7.2.1.1.26 図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、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。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、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等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与</p>	<p>～約 11.7MW) とした場合の感度解析の結果を第 3.1.1.3.9 図及び第 3.1.1.3.10 図に示す。その結果、事象発生後の 24 時間後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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>(添付資料 2.4.8)</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析結果を第 3.1.1.3.11 図及び第 3.1.1.3.12 図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、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。</p> <p>(添付資料 3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、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等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に</p>	<p>設計の相違</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>与える影響</p> <p>代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、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。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、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。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、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。</p>	<p>与える影響</p> <p>代替格納容器スプレイの開始操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、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。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、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。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、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。</p>	<p>与える影響</p> <p>代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、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。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第3.1.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、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。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第3.1.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、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。</p>	<p>響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、解析上の注水開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生10時間後に作業を開始し、作業時間に14時間を想定することで、合計24時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生24時間後に開始するこ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、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</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、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</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに</p>	<p>ととしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>るパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレイ操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇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。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制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、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生時の約 9.1 時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、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。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>は小さい。</p> <p>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操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制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、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生時の約 4.0 時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作が早くなる場合、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。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>与える影響は小さい。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制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、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生時の約 9.3 時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、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。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 記載方針の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・対象の明確化</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約51分後であるのに対し、事象発生約60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第3.1.1.28図及び第3.1.1.29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(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.21)</p> <p>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解析上の開始時間は事象発生約24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が4,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が4,000m³に到達するまでの時間を評価した。代</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>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時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生約60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.2.1.1.27図及び第7.2.1.1.28図に示す。その結果、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(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.21)</p> <p>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解析上の開始時間は事象発生約24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器ス</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生約60分後に開始する場合の感度解析結果を第3.1.1.3.13図及び第3.1.1.3.14図に示す。その結果、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(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.21)</p> <p>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解析上の開始時間は事象発生約24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,000m³に到達するまでの時間を評価した。代</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作については、第3.1.3.14図から第3.1.3.16図に示すとおり、事象発生から50分後(操作開始時間25分程度の遅れ)までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、原子炉圧力容器は破損せず、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却水系運転開始までの時間は、事象発生から24時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代</p>	<p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生の24時間後から3時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.22)</p> <p>アニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、事象発生から80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ</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確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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り、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、</p>	<p>ブレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.22)</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作の解析上の開始時間は事象発生の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.1TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対する余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ</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確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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り、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行</p>	<p>替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.22)</p> <p>アニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約4.2TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ</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確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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り、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、</p>	<p>替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイは、外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端0.4m(通常運転水位+約2m))到達時点でスプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約44時間あり、約20時間以上の余裕がある。また、格納容器圧力が限界圧力0.854MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象発生から約51時間あり、約27時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9, 3.1.3.8)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等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。</p>	<p>【大阪】 記載方針の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・対象の明確化</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述どおり (2ページ参照)</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、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。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.1.23)</p>	<p>うことにより、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。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.23)</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、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。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.1.23)</p>	<p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>3.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり48名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料(軽油)については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる</p>	<p>7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、重大事故等対策時における事象発生3時間までに必要な要員は、「7.2.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり15名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員(支援)の合計33名で対処可能である。また、事象発生3時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から3時間以内に参集可能な要員の2名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において必要な水源、燃料及び電源は「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる</p>	<p>3.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「3.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり84名である。したがって「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員118名で対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において必要な水源、燃料及び電源は「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち消防ポンプ用燃料(ガソリン)については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる</p>	<p>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」における重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送</p>	<p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大阪、高浜とは評価条件が異なる(女川と同様)</p> <p>【大阪、高浜】</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>代替格納容器スプレイ (130m³/h)については、燃料取替用水ピットを水源とし、水量 1,860m³の使用が可能であることから、事象発生約 51分後から約 15.1時間後までのスプレイ継続が可能である。以降は、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替え、その後、事象発生の24時間後からは大容量ポンプを用いた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開始することが可能であるため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p>	<p>る代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水ピットを水源とし、水量 1,700m³の使用が可能であることから、事象発生約 49分後から約 12.9時間後までのスプレイ継続 (140m³/h) が可能である。また、事象発生の 11.7時間後より可搬式大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。</p>	<p>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、水量 1,600m³の使用が可能であることから、事象発生約 49分後から約 12.2時間後までのスプレイ継続 (140m³/h) が可能である。以降は、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替え、その後、事象発生の24時間後からは大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却を開始することが可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。</p>	<p>ポンプ)による原子炉注水は、7日間の対応を考慮すると、合計約 890m³必要となる。水源として、復水貯蔵タンクに約 1,192m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p>	<p>設備名称の相違 【大飯、高浜】 設計の相違 【大飯、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述どおり (3 ページ参照)</p>
<p>b. 燃料 (a) 重油 空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続には約 133.4kℓ の重油が必要となる。</p>	<p>b. 燃料 代替非常用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続には約 138.1kℓ の軽油が必要となる。</p>	<p>b. 燃料 (a) 重油 空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続には約 133.4kℓ の重油が必要となる。</p>	<p>b. 燃料 常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 414kℓ の軽油が必要となる。大容量送水ポンプ (タイプ 1) による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ (タイプ 1) の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 32kℓ の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却水系については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 42kℓ の軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク (約 755kℓ) 及びガスタービン発電設備軽油タンク (約 300kℓ) にて合計約 1,055kℓ の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は軽油のみを使用する 【大飯、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 3.1kℓ の重油が必要となる。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生の6.5時間後から24時間後まで電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）が運転したと想定して、約 2.2kℓ の重油が必要となる。</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生の14時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 47.7kℓ の重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 186.4kℓ の重油が必要となるが「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量のうち使用可能量(548kℓ)にて供給可能である。</p>	<p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 7.4kℓ の軽油が必要となる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>追而理由【3号炉原子炉建屋西側を經由したルートの設定変更】</p> <p>以降の「追而」標記の追而理由は、上記と同様であることから省略する。</p> </div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>追而 可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生の22.6時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 10.5kℓ の軽油が必要となる。</p> <p>使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへ海水を補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、事象発生の11.7時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 11.3kℓ の軽油が必要となる。</p> </div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>追而 7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約 167.3kℓ の軽油が必要となるが「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kℓ)にて供給可能である。</p> </div>	<p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 2.8kℓ の重油が必要となる。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生の9時間後から24時間後まで電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）が運転したと想定して、約 1.9kℓ の重油が必要となる。</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生の16時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 47.1kℓ の重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 185.2kℓ の重油が必要となるが「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量のうち、使用可能量(420kℓ)にて供給可能である。</p>	<p>ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車(緊急時対策所用)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 17kℓ の軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク(約 18kℓ)の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である(合計使用量約 505kℓ)。</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・泊の代替格納容器スプレイポンプは代替非常用発電機から受電可能であるため、専用の電源車は用いない</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・設備構成の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(b) 軽油</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ及び使用済燃料ピットへの注水に用いる送水車については、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の6.3時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5,709の軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約11,418となるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄している軽油21,000にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>空冷式非常用発電装置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372kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。</p> <p>(添付資料3.1.1.24)</p>	<p>c. 電源</p> <p>代替非常用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540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW(3,450kVA)にて供給可能である。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.24)</p>	<p>(b) ガソリン</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプ供給用の消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の9時間後から事象発生の24時間後までの運転を想定して、約3,341のガソリンが必要となる。</p> <p>使用済燃料ピットへ海水を補給するための消防ポンプについては、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の20時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約1,486のガソリンが必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要なガソリンは、これらを合計して約9,654となるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、発電所構内に備蓄しているガソリン12,150にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>空冷式非常用発電装置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349kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。</p> <p>(添付資料3.1.1.24)</p>	<p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約4,615kW必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW未滿となることから、必要負荷に対する電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車(緊急時対策所用)についても、必要負荷に対する電源供給が可能である。</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・泊は軽油のみを使用する</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊では各設備の設計方針はSAまとめ資料で説明しており改めて有効性評価には記載しない方針</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
				・ 緊急時の電源： SA61 条にて緊急時 対策所用発電機 1 台で電源供給可能 な容量を有するこ と

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>3.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、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注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔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などの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低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して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱並びに原子炉</p>	<p>7.2.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、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、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔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、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、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を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の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して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作であ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により、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p>	<p>3.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、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、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔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などの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の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して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並び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実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p>	<p>3.1.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段等を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することにより、格納容器除熱が可能である。</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述 とおり(3ページ 参照)</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述 とおり(3ページ 参照)</p> <p>【大阪】</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>格納容器圧力の上昇抑制が可能である。</p> <p>その結果、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、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。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、恒設代替</p>	<p>その結果、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、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。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>発電所災害対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格</p>	<p>その結果、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</p> <p>なお、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、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。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、恒設代替</p>	<p>その結果、原子炉格納容器フィルタベント系を使用せず、事象を通じて格納容器の限界圧力に到達することはない、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員に確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、代替循環冷却系による格納容器除熱</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>【大阪、高浜】 要員名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文書内で重</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、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）」に対して有効である。</p>	<p>格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、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）」に対して有効である。</p>	<p>低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに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格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、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）」に対して有効である。</p>	<p>等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>異なる表現のため記載してない（伊方と同様） 【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（3ページ参照）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

第 3.1.1.1.1 表 「容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
 における重大事故等対策について（3/5）

対策及び理由	手続	格納容器	重大事故等対策	相違点	相違点
1. 容閉気圧力の制限	・容閉気圧力 150kPa以上及び格納容器内温度 270℃以上を超過しないよう監視し、警報発生を抑制する。				
2. 容閉気圧力監視	・容閉気圧力監視装置の設置及び修理の計画は、定期検査計画に盛り込まれ、監視装置の点検・修理は、定期検査計画に盛り込まれる。また、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				
3. 容閉気圧力監視装置の故障発生時の対応	・容閉気圧力監視装置の故障発生時は、監視装置の故障発生を監視し、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				

【 】は有効性評価上適用しない重大事故等対策設備

第 7.2.1.1.1 表 「容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
 における重大事故等対策について（3/5）

対策及び理由	手続	格納容器	重大事故等対策	相違点	相違点
1. 容閉気圧力の制限	・容閉気圧力 150kPa以上及び格納容器内温度 270℃以上を超過しないよう監視し、警報発生を抑制する。				
2. 容閉気圧力監視	・容閉気圧力監視装置の設置及び修理の計画は、定期検査計画に盛り込まれ、監視装置の点検・修理は、定期検査計画に盛り込まれる。また、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				
3. 容閉気圧力監視装置の故障発生時の対応	・容閉気圧力監視装置の故障発生時は、監視装置の故障発生を監視し、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				

【 】は有効性評価上適用しない重大事故等対策設備

第 3.1.1.1.1 表 「容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
 における重大事故等対策について（3/5）

対策及び理由	手続	格納容器	重大事故等対策	相違点	相違点
1. 容閉気圧力の制限	・容閉気圧力 150kPa以上及び格納容器内温度 270℃以上を超過しないよう監視し、警報発生を抑制する。				
2. 容閉気圧力監視	・容閉気圧力監視装置の設置及び修理の計画は、定期検査計画に盛り込まれ、監視装置の点検・修理は、定期検査計画に盛り込まれる。また、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				
3. 容閉気圧力監視装置の故障発生時の対応	・容閉気圧力監視装置の故障発生時は、監視装置の故障発生を監視し、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				

【 】は有効性評価上適用しない重大事故等対策設備

第 7.2.1.1.1 表 「容閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
 における重大事故等対策について（3/5）

対策及び理由	手続	格納容器	重大事故等対策	相違点	相違点
1. 容閉気圧力の制限	・容閉気圧力 150kPa以上及び格納容器内温度 270℃以上を超過しないよう監視し、警報発生を抑制する。				
2. 容閉気圧力監視	・容閉気圧力監視装置の設置及び修理の計画は、定期検査計画に盛り込まれ、監視装置の点検・修理は、定期検査計画に盛り込まれる。また、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				
3. 容閉気圧力監視装置の故障発生時の対応	・容閉気圧力監視装置の故障発生時は、監視装置の故障発生を監視し、監視装置の故障発生時は、監視装置の修理が完了するまで、格納容器の監視を停止し、原子炉の運転を中止する。				

【 】は有効性評価上適用しない重大事故等対策設備

【大飯、高浜】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対策設備」の記載、名称が異なる

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

第 3.1.1.2 表 「蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全河川破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が炉外に放出されるため、事故進展が早くなる。破断位置は、高圧側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全河川破断を設定。
安全機能の喪失に 関する仮定	高圧注入機能、低圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内交直流電源喪失 ・原子炉機械冷却機能喪失	炉心損傷を早期、低圧側配管注水ポンプによる代替格納容器スプレイトリプル注入機能及び高圧側配管注水ポンプによる代替格納容器スプレイトリプル注入機能で補償する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。
事故 条件	外部電源 外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。

大飯発電所3/4号炉

第 7.2.1.1.2 表 「蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全河川破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が炉外に放出されるため、事故進展が早く、炉心損傷、原子炉格納容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から、高圧側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全河川破断を設定。
安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内交直流電源喪失 ・原子炉機械冷却機能喪失	炉心損傷を早期、代替格納容器スプレイトリプル注入機能及び格納容器スプレイトリプル注入機能で補償する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。

泊発電所3号炉

第 3.1.1.2.1 表 「蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全河川破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が炉外に放出されるため、事故進展が早く、炉心損傷、原子炉格納容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から、高圧側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全河川破断を設定。
安全機能の喪失に 関する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイトリプル注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内交直流電源喪失 ・原子炉機械冷却機能喪失	炉心損傷を早期、代替格納容器スプレイトリプル注入機能及び格納容器スプレイトリプル注入機能で補償する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。高圧側配管注水ポンプの故障は、高圧側配管注水ポンプの故障を考慮する。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。

高浜発電所3/4号炉

第 3.1.2.2 表 主要解析条件（蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替機械冷却系を使用する場合）（2/2）

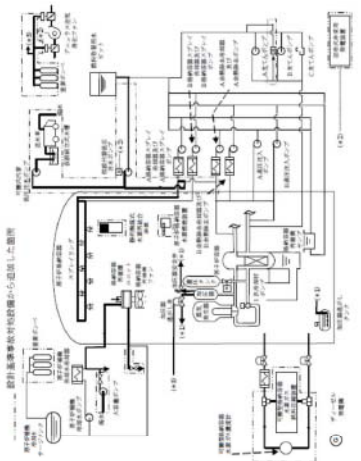
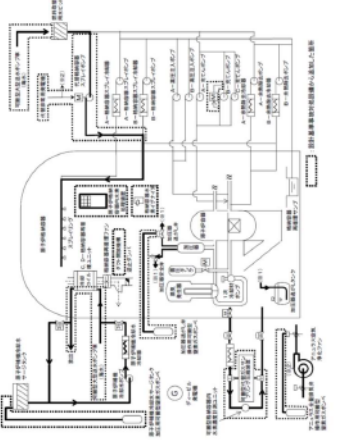
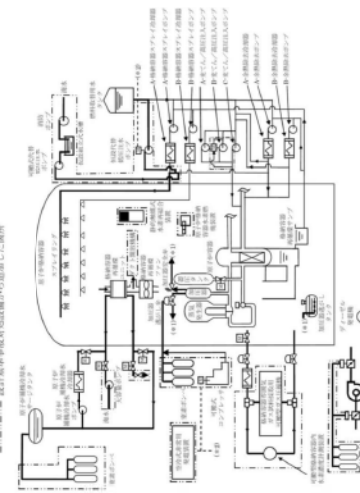
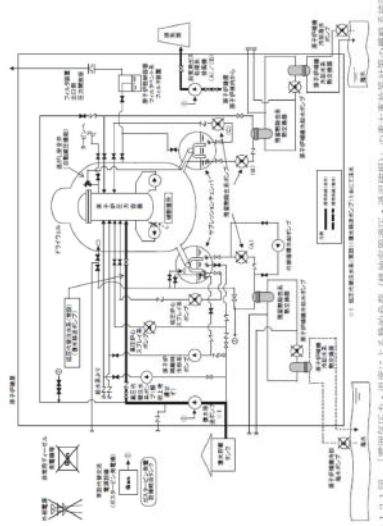
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉システム番号	炉心冷却注水機 (注水機 1, 2)	事故発生直後にシステム番号、炉心の炉心冷却注水機でシステム番号により炉心冷却注水機を制御する。
代替機械冷却系	代替機械冷却系（水素） (注水機 1, 2)	設計時に炉心冷却注水機を喪失した際に、代替機械冷却系（水素）を使用して炉心冷却注水機を制御する。
原子炉機械冷却系	代替機械冷却系（水素） (注水機 1, 2)	代替機械冷却系（水素）の設計時に炉心冷却注水機を喪失した際に、代替機械冷却系（水素）を使用して炉心冷却注水機を制御する。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。水素の発生は、水素発生によるジルコニウム-水反応を考慮する。

女川原子力発電所2号炉

【大飯、高浜】
 設計の相違
 ・泊は個別焼却であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる
 【大飯、高浜】
 名称等の相違

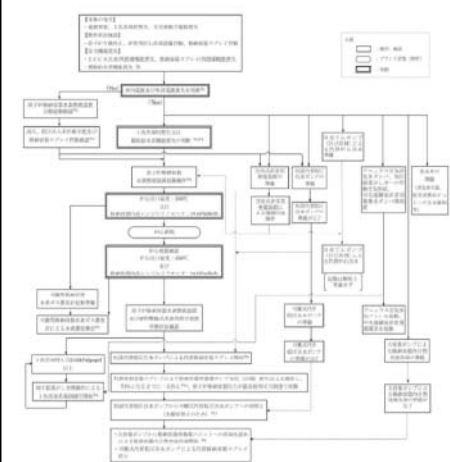
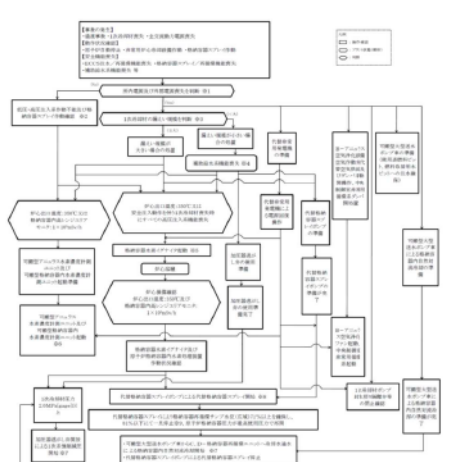
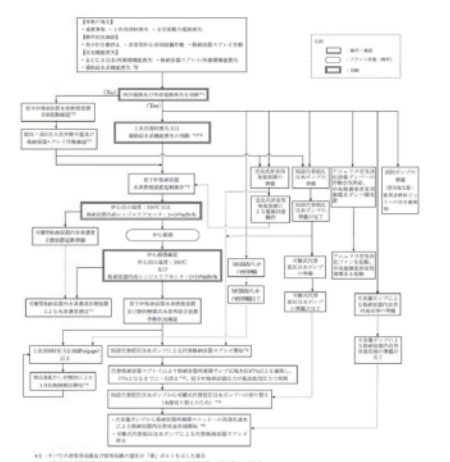
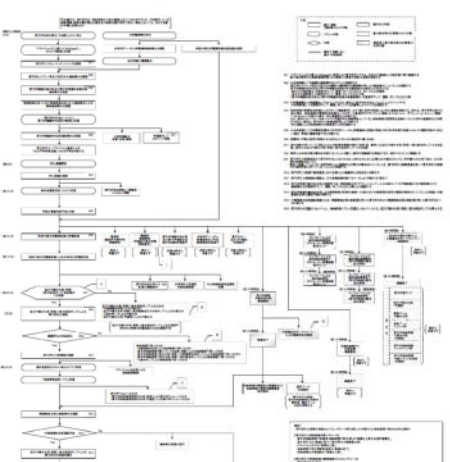
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>設計基準事故対応設備から抽出した図例</p> <p>第 3.1.1.1 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図</p>	 <p>設計基準事故対応設備から抽出した図例</p> <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図</p>	 <p>設計基準事故対応設備から抽出した図例</p> <p>第 3.1.2.1.1 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図</p>	 <p>設計基準事故対応設備から抽出した図例</p> <p>第 3.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系図 (代替静電加圧系を使用する場合) (1/2) (電子炉圧注)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

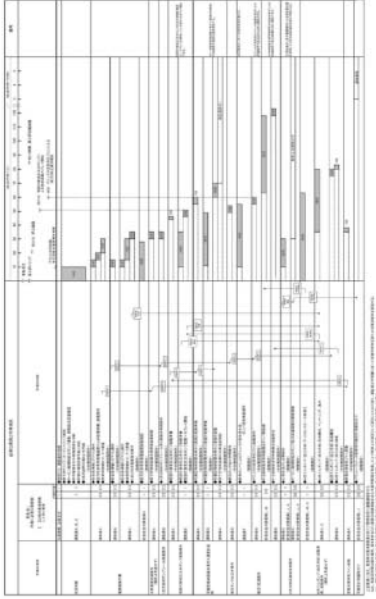
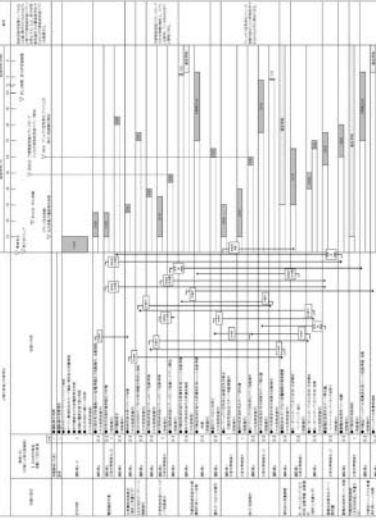
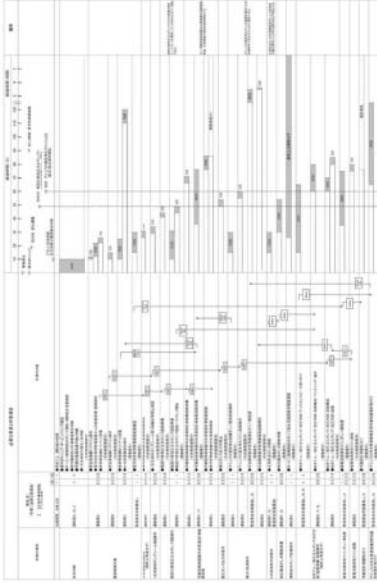
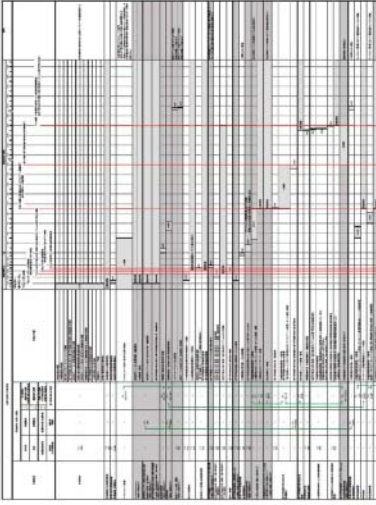
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>大阪発電所3 / 4号炉</p>  <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「零閉気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p> <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「零閉気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第 7.2.1.1.2 図 格納容器破損モード「零閉気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	<p>高浜発電所3 / 4号炉</p>  <p>第 3.1.1.1.2 図 格納容器破損モード「零閉気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「零閉気圧・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

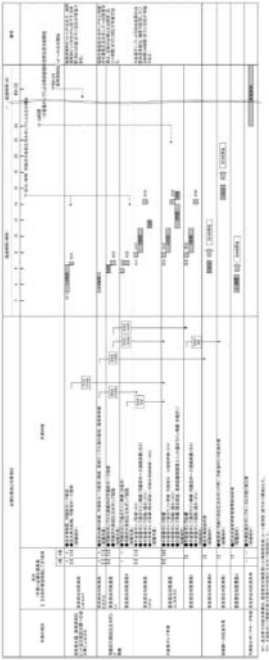
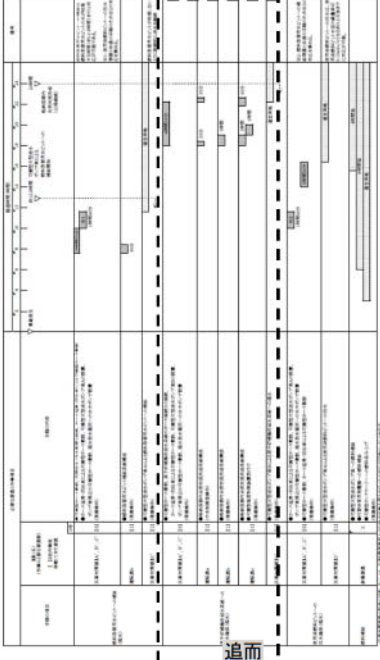
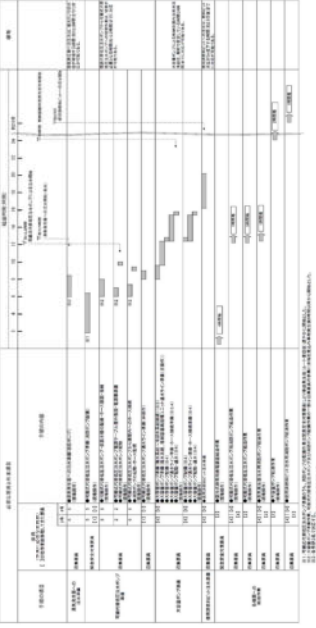
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 3.1.1.3 図 「突如高圧力・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 (大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低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) (1/2)</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「突如高圧力・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 (大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低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) (1/2)</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「突如高圧力・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 (大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低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) (1/2)</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「突如高圧力・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 (大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低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) (1/2)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 3.1.1.3 図 「蒸気圧力・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（大飯新 LOCA 時に高圧注入機能、低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）（2/2）</p>	 <p>第 7.2.1.1.3 図 「蒸気圧力・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（大飯新 LOCA 時に高圧注入機能、低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）（2/2）</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「蒸気圧力・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（大飯新 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）（2/2）</p>		<p>【大飯、高浜】 設計の相違 解析結果の相違 【大飯、高浜】 名称等の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第3.1.1.4回 「静置気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に高圧注入機能、低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）（1/2）</p>	<p>（空欄）</p>	<p>第3.1.1.2回 「静置気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （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）（1/2）</p>	<p>（空欄）</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・事象判定プロセスを第7.2.1.1.4図に含めている（川内と同様）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>図 3.1.1.4 「零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低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）（2/2）</p>		<p>図 3.1.1.2.1 「零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （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）（2/2）</p>		<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・事象判定プロセスを第 7.2.1.1.4 図に含めている（川内と同様）</p>

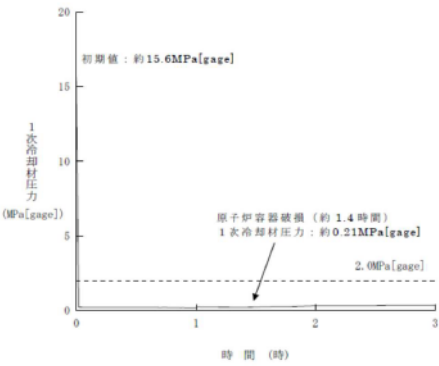
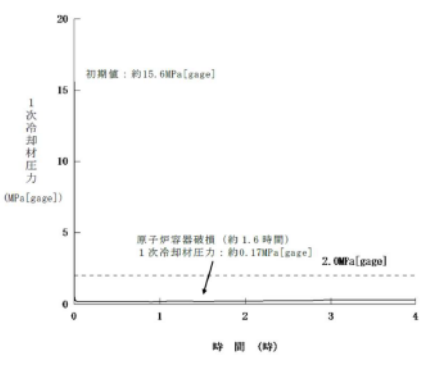
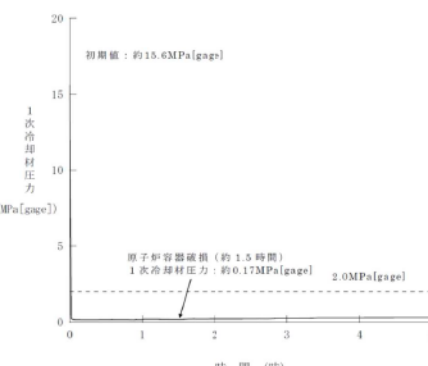
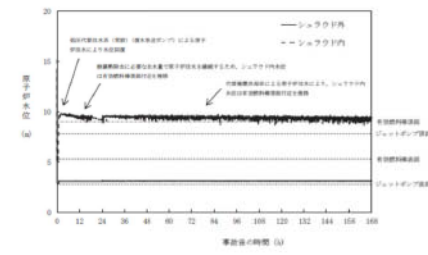
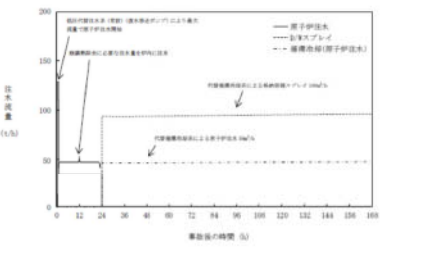
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.5 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（対応手順の概要） （大破断 L O C 時に高圧注入機能、低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）</p>	<p>第 7.2.1.1.4 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（対応手順の概要） （大破断 L O C 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）</p>	<p>第 3.1.1.5 2 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（対応手順の概要） （大破断 L O C 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）</p>		<p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
 <p>第 3.1.1.6 図 1次冷却材圧力の推移</p>	 <p>第 7.2.1.1.5 図 1次冷却材圧力の推移</p>	 <p>第 3.1.1.2.3 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p>  <p>第 3.1.2.5 図 原子炉水位（シュワウド内外水位）の推移</p>  <p>第 3.1.2.6 図 注水流量の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第3.1.1.7図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1: 1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>	<p>第7.2.1.1.6図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*: 1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>	<p>第3.1.1.2.4図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*: 1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡水位を表示(調査報告書0415-1018)</p>	<p>第3.1.2.7図 原子炉压力容器内保水水量の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第3.1.1.8図 燃料最高温度の推移</p> <p>*2: 炉心ノードにおける最高の燃料温度</p>	<p>第7.2.1.1.7図 燃料最高温度の推移</p>	<p>第3.1.1.2.5図 燃料最高温度の推移</p>	<p>第3.1.2.8図 燃料最高温度の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第3.1.1.11図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>第7.2.1.1.10図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.1.2.8図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.2.11図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第3.1.1.12図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>第7.2.1.1.11図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.1.2.9図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）</p>	<p>第3.1.2.12図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.13 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	<p>第 3.1.1.2.10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移</p>	<p>第 3.1.2.13 図 格納容器圧力の推移（E-LOCAの発生を考慮した場合）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
			<p>第 3.1.2.14 図 格納容器温度の推移（E-LOCAの発生を考慮した場合）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>約 5.2TBq</p>	<p>約 5.17TBq</p>	<p>約 4.2TBq</p>		
<p>第 3.1.1.14 図 Cs-137 積算放出放射量の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.13 図 Cs-137 積算放出放射量の推移</p>	<p>第 3.1.1.2.11 図 Cs-137 積算放出放射量の推移</p>		
<p>単位: Bq (GROSS値)</p> <p>大 気 へ</p> <p>Cs-137 放出量: 約 5.2×10^{12} Bq</p> <p>ANPP (99% 効率, 62分 負圧達成時間)</p> <p>ANPP 以外 (3%)</p> <p>ANPP (97%)</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい: 0.16%/day</p> <p>原子炉格納容器内の Cs-137</p> <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の Cs-137 の炉心内蓄積量 約 4.3×10^{13} Bq</p> <p>・代替低圧注水ポンプのスプレイによる低減 SRP6.5.2の評価式に基づく除去速度 ・原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度に基づき低減</p>	<p>単位: Bq (GROSS値)</p> <p>大 気</p> <p>Cs-137 放出量: 約 5.1×10^{12} Bq</p> <p>ANPP (99% 効率, 78分 負圧達成時間)</p> <p>ANPP 以外 (3%)</p> <p>ANPP (97%)</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい: 0.16%/day</p> <p>原子炉格納容器内の Cs-137</p> <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の Cs-137 の炉心内蓄積量 (ウラン炉心) 約 3.3×10^{13} Bq</p> <p>・代替格納容器スプレイポンプのスプレイによる低減 SRP6.5.2の評価式に基づく除去速度 ・原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度に基づき低減</p>	<p>単位: Bq (GROSS値)</p> <p>大 気</p> <p>Cs-137 放出量: 約 4.2×10^{12} Bq</p> <p>ANPP (99% 効率, 78分 負圧達成時間)</p> <p>ANPP 以外 (3%)</p> <p>ANPP (97%)</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい: 0.16%/day</p> <p>原子炉格納容器内の Cs-137</p> <p>(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の Cs-137 の炉心内蓄積量 約 2.7×10^{13} Bq</p> <p>・代替低圧注水ポンプのスプレイによる低減 SRP6.5.2の評価式に基づく除去速度 ・原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度に基づき低減</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.15 図 Cs-137 の大気放出過程</p>	<p>第 7.2.1.1.14 図 Cs-137 の大気放出過程</p>	<p>第 3.1.1.2.12 図 Cs-137 の大気放出過程</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.16 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.15 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.1 図 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.17 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.16 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.2 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.18 図 原子炉格納容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.3 図 原子炉格納容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.18 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.4 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>*：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡炉心水位を表示</p> <p>第 3.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>*：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡炉心水位を表示</p> <p>第 7.2.1.19 図 原子炉容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>*：1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡炉心水位を表示</p> <p>第 3.1.1.35 図 原子炉容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.20 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.36 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.22 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.21 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.7 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.8 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下部における破損時の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.24 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.9 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・格納容器再循環 ユニットの除熱特 性の差異</p>
<p>第 3.1.1.25 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・格納容器再循環 ユニットの除熱特 性の差異</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.11 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.1.1.28 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.1.29 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 7.2.1.1.28 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.1.3.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>		<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 審査取りまとめ資料 比較対象プラントの選定について

本資料は、泊発電所3号炉（以降、「泊3号炉」という。）のプラント側審査において地震・津波側審査の進捗を待つ期間があったことを踏まえた、審査取りまとめ資料（以降、「まとめ資料」という。）の比較対象プラントの選定について整理を行うものである。

- 整理を行う経緯は、以下の通り
 - 泊3号炉のプラント側審査が地震・津波側審査の進捗待ちとなった期間において、他社プラントの新規制基準適合性審査が実施され、まとめ資料の充実が図られた。
 - 泊3号炉が、まとめ資料一式を提出した2017年3月時点での新規制基準適合性審査はPWRプラントが中心であったが、現在はBWRプラントが中心となっており、それぞれの炉型の審査結果が積み上がった状況にある。
 - 泊3号炉はPWRであり、PWR特有の設備等を有することから、まとめ資料に先行の審査内容を反映する際には、単純に直近の許可済みBWRプラントを反映するのではなく、適切な比較対象プラントを選定した上で反映する必要がある。

- 比較対象プラントを選定する考え方は、以下の通り。

【基準適合に係る設計を反映するために比較するプラント（基本となる比較対象プラント）選定の考え方】

各条文・審査項目の要求を満たすための設備構成・仕様、環境、運用を踏まえ、許可済みプラントの中から、新しい実績のプラントを選定する。具体的には以下の通り。

- ✓ 炉型に拠らず共通的な内容については、泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に審査が行われ、女川2号炉に次いで許可を受けた島根2号炉については、女川2号炉と島根2号炉の差異を確認し、島根2号炉との差異の中で泊3号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。
- ✓ 炉型固有の設備等を有する場合については、PWRプラントの新規制基準適合性審査の最終実績である大飯3/4号炉を選定する。
- ✓ 個別の設計事項に相似性がある場合（例えば3ループ特有の設計等）、大飯3/4号炉以外の適切なプラントを選定する。

【先行審査知見^{*1}を反映するために比較するプラント選定の考え方】

炉型に拠らないことから、まとめ資料を作成している時点で最新の許可済みプラントとする。具体的には以下の通り。

- ✓ 泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に

審査が行われ、女川 2 号炉に次いで許可を受けた島根 2 号炉については、女川 2 号炉と島根 2 号炉の差異を確認し、島根 2 号炉との差異の中で泊 3 号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。

※ 1 主な事項は、以下の通り

- ✓ これまでの審査の中で適正化された記載
- ✓ 基準適合性を示すための説明の範囲、深さ
- ✓ 設置（変更）許可申請書に記載する範囲、深さ

- 上述に基づく検討結果として、「基準適合に係る設計」と「先行審査知見」を反映するために選定した比較対象プラント一覧とその選定理由を別紙 1 に、条文・審査項目毎の詳細を別紙 2 に示す。
 - 別紙 1：比較対象プラント一覧
 - 別紙 2：比較対象プラント選定の詳細

以上

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
解析コード	概ね説明済み	有効性評価で使用する解析コードはプラント型式により相違しており、審査もPWR合同/BWR合同で実施済み。			
CV温度圧力	概ね説明済み	大飯3/4号炉 伊方3号炉	大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績 伊方3号炉：「3ループプラント」【PWR鋼製格納容器】	女川2号炉	泊-伊方-大飯
2次冷却系からの除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
全交流動力電源喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
原子炉補機冷却機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉格納容器の除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉停止機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS注水機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS再循環機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
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）	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過圧破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過温破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
DCH	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
FCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
MCCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
水素燃焼	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
想定事故 1	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川
想定事故 2	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川

プラント

有効性評価（第37条）

炉心

CV

SFP

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
停止時	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川

比較対象プラント選定の詳細（有効性評価）

【7.2.1：格納容器過圧破損防止】

項目		内容
基準適合に係る設計を 反映するために 比較するプラント	プラント名	高浜3 / 4号炉、大飯3 / 4号炉
	具体的理由	<p>【高浜3 / 4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高浜3 / 4号炉は泊3号炉と有効性評価の対策・事象進展等が同様であるPWR3ループプラントであり、基準適合性を網羅的に比較可能 また、PWRにおける再稼働審査の最終審査実績である大飯3 / 4号炉と同一の電力会社のプラントであり、資料構成等も類似しているため効果的に比較可能 <p>【大飯3 / 4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯3 / 4号炉はPWRにおける再稼働審査の最終審査実績であり、基準への適合性を網羅的に比較可能
先行審査知見を 反映するために 比較するプラント	プラント名	女川2号炉
	反映すべき知見を得るための主な方法	<p>① 比較表による比較：比較表に掲載し、先行審査知見（基準適合上で考慮すべき事項、記載内容の充実を図るべき点）の比較・整理を行い、その結果、必要な内容が記載されていることを確認した。（文言単位の比較は行わない）</p> <p>② 資料構成の比較※：当該条文のまとめ資料の構成について比較・整理を行い、その結果、必要な資料が充足していることを確認した。</p>
	（当該方法の選定理由）	<p>① 当該条文は、原子炉施設に共通の要求に係る条文であり、文章構成も類似の部分があることから、比較表形式で比較により先行審査知見の確認が可能のため。</p> <p>② 資料の文章構成が異なる場合であっても、資料構成の比較・整理により基準適合の説明のために必要な資料の充足性を確認することが可能のため。</p>

※ 女川2号炉との資料構成の比較に加え、PWRの先行審査実績の取り込みの総括として、大飯3 / 4号炉のまとめ資料の作成状況（資料構成と内容）を条文・審査項目毎に確認し、基準適合性の網羅的な説明に必要な資料が揃っていることを確認する。

【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他条文の資料などに記載

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

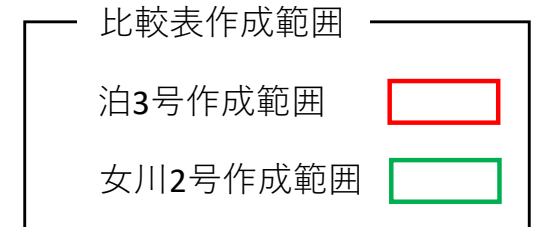
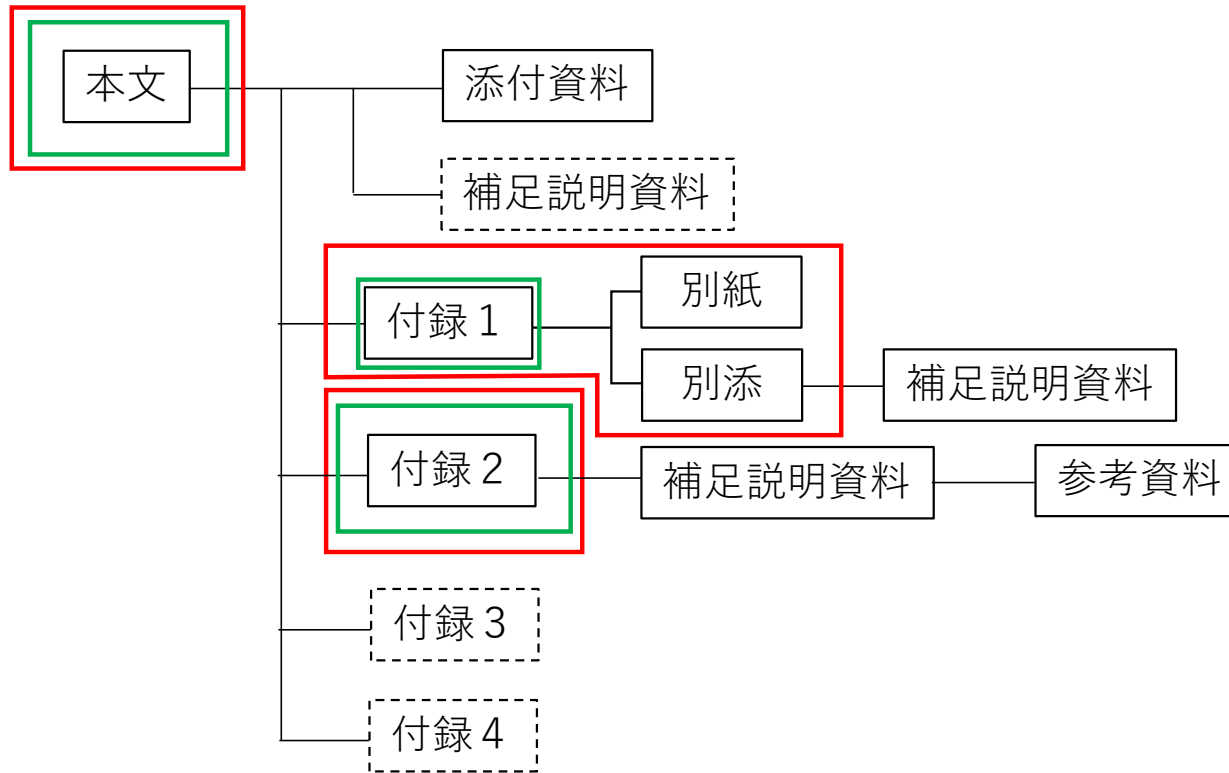
プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
添付資料3.1.2.1 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方	添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について	○	×			添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
添付資料3.1.2.2 原子炉満水操作の概要について		×	×	原子炉満水操作に関してはBWR固有の操作のためまとめ資料の作成は不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料3.1.2.3 復水補給水系の機能確保の妥当性について		×	×	復水補給水系に関してはBWR固有の設備のためまとめ資料の作成は不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料3.1.2.4 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について	添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について	○	×			添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
添付資料3.1.2.5 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）	添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について	○	×			
添付資料3.1.2.6 格納容器内に存在する重鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について		×	×	泊の過圧破損では水素の発生は発生量が支配的なジルコニウム-水反応のみを考慮しており、金属腐食による水素発生量が相対的に少ないことは添付資料7.2.4.5にて確認していることから、資料作成の作成までは不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料3.1.2.7 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について	添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射線量評価について	○	×			
添付資料3.1.2.8 格納容器漏えい率の設定について	添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について	○	×			
添付資料3.1.2.9 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・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合))	添付資料 7.2.1.1.23 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））	○	×			
添付資料3.1.2.10 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	添付資料 7.2.1.1.19 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	○	×			添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
添付資料3.1.2.11 7日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合))	添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）	○	×			
添付資料3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について	添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について	○	×			
添付資料3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について	添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について	○	×			
添付資料3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用できない場合における原子炉格納容器フィルタベント系からのCs-137 放出量評価について		×	×			
添付資料3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について		×	×			
添付資料3.1.3.5 サプレッションチェンバのスクラビングによるエアロゾル粒子の捕集効果		×	×			
添付資料3.1.3.6 安定状態について（代替循環冷却系を使用できない場合）		×	×			
添付資料3.1.3.7 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(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合))		×	×			まとめ資料を作成していない
添付資料3.1.3.8 注水操作が遅れる場合の影響について		×	×			
添付資料3.1.3.9 原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作開始を限界圧力接近時とした場合の影響		×	×			
添付資料3.1.3.10 7日間における水源、燃料、電源負荷評価結果について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合))		×	×			
	添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について	○	×			
	添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について	○	×			添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
	添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・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	○	×			

泊発電所3号炉 設置変更許可申請に係る審査取りまとめ資料の比較表に係るステータス整理表

	添付資料 7.2.1.1.20 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濃度に対する影響について	○	×		
	添付資料 7.2.1.1.21 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時間の感度解析について	○	×		
	添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について	○	×		

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価



※ () 書きは泊と女川で資料名が異なる場合の女川の資料名称
破線の四角は泊になく、女川にしかない資料

◆資料構成、資料概要、比較表を作成していない理由については次ページ参照

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
本文	設置変更許可申請書本文及び添付書類十に記載する内容を記載した資料	
添付資料	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
(補足説明資料)	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	本資料は女川が各審査会合時点での設備・手順等の内容を記載した資料であり、女川特有の資料であるため、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。
付録1	事故シーケンスグループ等の選定について記載した資料（後日提出）	
別紙	付録1の補足的な説明資料	
別添	個別プラントのPRA評価	
別紙（補足説明資料）	別添の補足的な説明資料	個別プラントのPRA評価を補足する内容を記載しているものであるため、比較表を作成していない。

泊 3 号炉 比較表の作成範囲

3 7 条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
付録 2	原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価について記載した資料	
補足説明資料、参考資料	付録 2 の具体的評価を記載した資料及び補足的な説明資料	<p>基準適合性を確認するために必要な基本方針及び各対策の有効性は本文、付録 2 に記載しており、比較表を作成し、差異について考察している。</p> <p>補足説明資料及び参考資料は、プラント固有の具体的評価結果を記載しているため、比較表を作成していない。</p>
(付録 3)	解析コードに関する説明資料	<p>解析コードの資料に関してはPWRとBWRで使用する解析コードや妥当性説明が異なること、また、PWRでは解析コードに関する審査資料が公開文献化されており、泊では公開文献を引用する資料構成としていることから、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>
(付録 4)	原子炉格納容器からエアロゾル粒子が漏えいする際の捕集効果に関する資料	<p>PWRではエアロゾル粒子の捕集効果に期待していないため作成不要と判断し、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>