

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721T-9 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

重大事故等の有効性評価

比較表

令和3年10月

北海道電力株式会社

目次

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 6.1 概要
- 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 6.3 評価にあたって考慮する事項
- 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 6.6 解析の実施方針
- 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
- 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
- 6.9 参考文献

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
- 7.1.2 全交流動力電源喪失
- 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
- 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- 7.1.5 原子炉停止機能喪失
- 7.1.6 ECCS注水機能喪失
- 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
- 7.1.8 格納容器バイパス

7.2 重大事故

- 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）
 - 7.2.1.1 格納容器過圧破損
 - 7.2.1.2 格納容器過温破損
- 7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- 7.2.4 水素燃焼
- 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 7.3.1 想定事故1
- 7.3.2 想定事故2

7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明	
比較結果等をとりとまとめた資料				
1. 最新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事項				
a. 大飯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. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの : なし				
c. 当社が自主的に変更したもの : なし				
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事項				
a. 大飯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. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの : なし				
c. 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				
1-4) その他				
大飯3/4号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正した箇所はない。				
2. 高浜3/4号炉・大飯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				
・比較表: 高浜発電所3/4号炉は設置変更許可申請書、泊発電所3号炉は設置変更許可申請書補正書案、大飯発電所3/4号炉はまとめ資料に記載しているため、記載表現が異なる箇所があるが文意に差異なし				
・泊3号と高浜3/4号で異なる箇所は赤字で識別し、差異理由は黒字で記載				
・泊3号と大飯3/4号で異なる箇所は黄色マーカーで識別し、差異理由が泊3号と高浜3/4号の差異理由と異なる場合には赤字で記載(差異理由が泊3号と高浜3/4号の差異理由と同じ場合は黒字で記載)				
・差異理由は①~⑥で分類				
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	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所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, 原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し, 原子炉格納容器の過温破損に至る。			差異なし
格納容器破損防止対策	・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(高浜・大飯: 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する。 ・1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し, 溶融炉心, 水蒸気及び水素が急速に放出され, 原子炉格納容器雰囲気温度が高くなることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から, 原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。 ・溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及び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。 ・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(高浜・大飯: 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格納容器水素イグナイタ(高浜・大飯: 原子炉格納容器水素燃焼装置)を設置する。			差異なし (泊と高浜・大飯で代替格納容器スプレイに使用するポンプが異なるが、格納容器破損防止対策としては同等)

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明	
2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)				
項目	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
評価事故シーケンス	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水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)	原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.1.2.9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の約 41時間 後に最高値約 138℃ 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。	原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.1.2.8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の約 45時間 後に最高値約 141℃ 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。	原子炉格納容器雰囲気温度は第3.1.2.9図に示すとおり、 代替格納容器スプレイ により事象発生の約 18時間 後に最高値約 144℃ 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。	個別解析による相違 (⑥) (大飯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、代替格納容器スプレイを記載)
2-4) 主な差異				
主な差異	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
代替格納容器スプレイに使用するポンプ	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	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	高浜に同じ	設計等の相違 (②) ・代替格納容器スプレイに関しては、高浜、大飯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3号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
イグナイタの起動方法	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。	高浜に同じ	設計等の相違 (②) ・イグナイタの起動は、高浜、大飯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3号は手動起動
水素濃度計の準備	可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備	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	可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備	設計等の相違 (②) ・泊3号はCV内水素濃度計測ユニットと同時にアナユラス水素濃度計測ユニットを準備する手順としている
RCP シール部からの漏えい率	WCAP-15603のうちシールが健全な場合の漏えい率である約4.8m ³ /h(21gpm相当)よりさらに少ない値として、1台当たり約1.5m ³ /hを事象初期の漏えい率とし、その漏えい率相当となる口径約0.2cmを設定	全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約1.5m ³ /hとし、その漏えい率相当となる口径約0.2cm(約0.07インチ)を設定	WCAP-15603のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約4.8m ³ /h(21gpm相当)とし、その漏えい率相当となる口径約0.3cm(約0.13インチ)を設定	設計等の相違 (②) ・高浜、大飯はW社製RCP、泊3号はMHI製RCPを用いている。高浜はWCAP-15603に基づく値を評価に用い、泊3号は国内実記評価に基づく値を使用している
解析条件の不確かさ評価	炉心崩壊熱(標準値)、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンク(標準値)、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、格納容器再循環ユニットの除熱特性及び加圧器逃がし弁個数に関する影響評価を実施	炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価を実施	泊に同じ	個別解析による相違 (⑥) ・泊3号は個別解析のため、標準値に係る記載をしていない
2-5) 差異の識別の省略				
<ul style="list-style-type: none"> ➢ PDS (泊) ⇔プラント損傷状態 (高浜、大飯) ➢ 1次系 (泊) ⇔1次冷却系 (大飯) ➢ 2次系 (泊) ⇔2次冷却系 (大飯) ➢ 作動 (泊、高浜) ⇔動作 (大飯) ➢ 最小保有水量 (泊) ⇔最低保有水量 (高浜、大飯) 				

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>7.2.1.2格納容器過温破損</p> <p>7.2.1.2.1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 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「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, 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 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至る。 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を冷却及び除熱し、原子炉格納容器雰囲気温度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、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。 また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及び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</p>	<p>7.2.1.2 格納容器過温破損</p> <p>7.2.1.2.1 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 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に至る可能性のある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 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至る。 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を冷却及び除熱し、原子炉格納容器雰囲気温度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、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。 また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及び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</p>	<p>3.1.2格納容器過温破損</p> <p>3.1.2.1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 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に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 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至る。 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を冷却及び除熱し、原子炉格納容器雰囲気温度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、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次冷却系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。 また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及び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</p>	

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>(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（格納容器過温破損）」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、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。</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</p>	<p>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除熱を行う。</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（格納容器過温破損）」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する。</p> <p>また、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。</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</p>	<p>イ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>(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（格納容器過温破損）」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、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。</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</p>	<p>記載方針等の相違 (③)</p> <p>・他事象に合わせて長期対策の記載を追加（伊方と同様）</p> <p>設計等の相違（②）</p> <p>・代替格納容器スプレイに関しては、高浜、大飯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3号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</p> <p>名称等の相違（④）</p> <p>名称等の相違（④）</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>の概略系統図を第7.2.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.2.2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7.2.1.2.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.2.2(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後の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後の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7.2.1.2.3図に示す。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</p> <p>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・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生</p>	<p>の概略系統図を第7.2.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.2.2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7.2.1.2.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.2.2(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重大事故等対策に必要な要員は、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14名であり、事象発生3時間以降は参集要員も考慮する。具体的には、初動に必要な要員として、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、発電所構内に常駐している要員のうち災害対策要員が5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。</p> <p>この必要な要員と作業項目について第7.2.1.2.3図に示す。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、14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</p> <p>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・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生</p>	<p>の概略系統図を第3.1.2.1図に、対応手順の概要を第3.1.2.2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3.1.2.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.2.2(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3.1.2.3図に示す。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、作業項目及び運転操作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</p> <p>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</p>	<p>設計等の相違 (②)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・要員体制の差異

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>中央制御室からの非常用母線の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</p> <p>加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニ</p>	<p>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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>中央制御室からの非常用母線の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</p> <p>加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニ</p>	<p>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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>中央制御室からの非常用母線の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</p> <p>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、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリ</p>	<p>名称等の相違 (④)</p> <p>記載方針等の相違 (③)</p> <p>・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する。</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>タの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。</p> <p>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・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認 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・高圧注入系の作動不能を確認し、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・高圧注入系の作動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 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、空冷式非常用発電装置による電源の回復</p>	<p>タの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。</p> <p>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・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認 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・高圧注入系の作動不能を確認し、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・高圧注入系の作動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 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。また、全交流動力電源喪失</p>	<p>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。</p> <p>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 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 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、空冷式非常用発電装置による電源の回復</p>	<p>差異の説明</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・イグナイタの起動は、高浜、大飯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3号は手動起動 (伊方と同様)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・差異理由については上記を参照 (伊方と同様)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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 1×10⁵mSv/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 1×10⁵mSv/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作動状況の確認</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。 (設置許可基準規則等への適合性について)</p>	<p>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ナユ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 1×10⁵mSv/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ナユ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ナユ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 1×10⁵mSv/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次冷却材温度(広域-高温側)等である。 (添付資料 7.2.1.1.1)</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>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。 (設置許可基準規則等への適合性について)</p>	<p>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 1×10⁵mSv/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 1×10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p> <p>なお、1次冷却材圧力が高圧時に炉心損傷の兆候を確認すれば、常時監視する運転員を配置し、炉心出口温度及び格納容器内の放射線量率の傾向を把握する。</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>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。 (設置許可基準規則等への適合性について)</p>	<p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号は CV 内水素濃度計測ユニットと同時にアナユラス水素濃度計測ユニットを準備する手順としている</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>記載方針等の相違 (③)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(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 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>l. 1次系強制減圧 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、窒素ポンペ(加圧器逃がし弁作動)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 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 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</p>	<p>(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 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ニュ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ニュ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ニュ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>l. 1次系強制減圧 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可搬型窒素ガスポンペ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 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-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%</p>	<p>(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 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>l. 1次冷却系強制減圧 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(窒素ポンペ接続)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 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</p>	<p>設計等の相違 (②) ・差異理由については上記を参照</p> <p>名称等の相違 (④) 名称等の相違 (④) 名称等の相違 (④) 名称等の相違 (④) 名称等の相違 (④) 名称等の相違 (④) 設計等の相違 (②) 名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。</p> <p>(添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アニュ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、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気(窒素ポンベ接続)供給を行い、アニュ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パの開処置を行い、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</p>	<p>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、再循環切替えの条件に達すれば、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。</p> <p>(添付資料7.1.2.3、7.2.1.1.3、7.2.4.1)</p> <p>n. アニュ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、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給(窒素ポンベ接続)及びダンパの手动開操作を行い、B-アニュ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パの開処置を行い、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</p>	<p>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。</p> <p>(添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アニュ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、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気(窒素ポンベ接続)供給を行い、アニュ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パの開処置を行い、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</p>	<p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・再循環切替えは高浜、大飯は自動だが、泊3号は手動切替</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>子炉補機冷却水システム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>子炉補機冷却水システム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>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>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・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3号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、添付は不要</p>
<p>7.2.1.2.2 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>プラント損傷状態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プラント損傷状態のうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器雰囲気温度上昇の観点で厳しい。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、温度上昇が抑制されないという観点から厳しい。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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</p>	<p>7.2.1.2.2 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>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、原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器雰囲気温度上昇の観点で厳しい。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、温度上昇が抑制されないという観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</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>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、原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ補助給水による冷却がない「T**」が原子炉格納容器雰囲気温度上昇の観点で厳しい。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、温度上昇が抑制されないという観点から厳しい。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、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」であ</p>	

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離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1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水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、原子炉補機冷却機能</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"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離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1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水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、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮す</p>	<p>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"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離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1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水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、原子炉補機冷却機能</p>	<p>設計等の相違(②)</p> <p>・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>喪失の重畳を考慮する。 本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過温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・ポイド率変化 ・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"> ・1次冷却系における構造材との熱伝達 ・1次冷却系における蓄圧タンク注入 ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融 <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <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 	<p>る。 本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過温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・ポイド率変化 ・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"> ・1次冷却系における構造材との熱伝達 ・1次冷却系における蓄圧タンク注入 ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融 <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <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 	<p>喪失の重畳を考慮する。 本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過温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・ポイド率変化 ・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"> ・1次冷却系における構造材との熱伝達 ・1次冷却系における蓄圧タンク注入 ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融 ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <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 	<p>名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度 ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シーケンス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溶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 style="text-align: center;">(添付資料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、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスでは炉心部に残存する損傷燃料(以下「残存デブリ」という。)の量は極く少量となるが、実機を想定した場合、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シーケンス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溶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 style="text-align: center;">(添付資料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、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスでは炉心部に残存する損傷燃料(以下「残存デブリ」という。)は極く少量となるが、実機を想定した場合、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シーケンス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溶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 style="text-align: center;">(添付資料 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、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスでは炉心部に残存する損傷燃料(以下「残存デブリ」という。)の量は極く少量となるが、実機を想定した場合、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含</p>	

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>めた主要な解析条件を第7.2.1.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナシケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料3.1.2.1)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。 (b) 安全機能の喪失に対する仮定 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。 (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。 (d) RCPシール部からの漏えい率 1次冷却材圧力が高く推移する観点で、RCPシール部が健全な場合の漏えい率として、WCAP-15603のうちシールが健全な場合の漏えい率である約4.8m³/h (21gpm相当) よりさらに少ない値として、1台当たり約1.5m³/hを事象初期の漏えい率とし、その漏えい率相当となる口径約0.2cmを設定する。また、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。 なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を高くする観点から考慮しないものとする。 (添付資料2.2.12、3.1.2.2) (e) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水</p>	<p>めた主要な解析条件を第7.2.1.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナシケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料7.2.1.2.1)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。 (b) 安全機能の喪失に対する仮定 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。 (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。 (d) RCPシール部からの漏えい率 RCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約1.5m³/hとし、その漏えい率相当となる口径約0.2cm (約0.07インチ) を設定する。また、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。 なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を高くする観点から考慮しないものとする。 (添付資料7.1.2.10、7.2.1.2.2) (e) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水</p>	<p>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、本評価事故シナシケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料3.1.2.1)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。 (b) 安全機能の喪失に対する仮定 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。 (c) 外部電源 「3.1.2.2(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。 (d) RCPシール部からの漏えい率 WCAP-15603のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約4.8m³/h (21gpm相当) とし、その漏えい率相当となる口径約0.3cm (約0.13インチ) を設定する。また、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮するものとする。 なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を高くする観点から考慮しないものとする。 (添付資料2.2.11、3.1.2.2) (e) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水</p>	<p>設計等の相違 (②) ・高浜、大飯はW社製 RCP、泊3号はMHI製 RCPを用いている。高浜はWCAP-15603に基づく値を評価に用い、泊3号は国内実記評価に基づく値を使用している。 (伊方と同様)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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) 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) 蓄圧タンク</p> <p>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、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。</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>(b) 加圧器逃がし弁</p> <p>1次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。</p> <p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>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イ流量を考慮し、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</p> <p>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</p>	<p>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) 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) 蓄圧タンク</p> <p>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、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最小保有水量を用いる。</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>(b) 加圧器逃がし弁</p> <p>1次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。</p> <p>(c) 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流量</p> <p>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イ流量を考慮し、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</p> <p>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</p>	<p>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、「3.1.2.2(3) 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) 蓄圧タンク</p> <p>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、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。</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） 26.9m³（1基当たり）</p> <p>(b) 加圧器逃がし弁</p> <p>1次冷却系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。</p> <p>(c) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量</p> <p>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イ流量を考慮し、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</p> <p>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</p>	<p></p> <p>設計等の相違 (2)</p> <p>名称等の相違 (4)</p> <p>設計等の相違 (2)</p> <p>・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p> <p>名称等の相違 (4)</p> <p>名称等の相違 (4)</p> <p>名称等の相違 (4)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>圧力及び温度への寄与を「(3) 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下のとおり設定する。</p> <p>(a) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の10分後に開始するものとする。</p> <p>(b) 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、格納容器再循環サンプル水位77%到達（原子炉格納容器保有水量1,700m³相当）、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止するものとする。</p> <p>(c) 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) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図に、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第7.2.1.2.6図及び第7.2.1.2.7図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第</p>	<p>容器圧力及び温度への寄与を「(3) 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下のとおり設定する。</p> <p>(a) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の10分後に開始するものとする。</p> <p>(b) 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、格納容器再循環サンプル水位80%到達（原子炉格納容器保有水量2,270m³相当）、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止するものとする。</p> <p>(c) 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) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.2.4図に、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第7.2.1.2.5図及び第7.2.1.2.6図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第</p>	<p>圧力及び温度への寄与を「3.1.2.2(3) 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下のとおり設定する。</p> <p>(a) 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の10分後に開始するものとする。</p> <p>(b) 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、格納容器再循環サンプル水位71%到達（原子炉格納容器保有水量2,000m³相当）、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止するものとする。</p> <p>(c) 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) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第3.1.2.4図及び第3.1.2.5図に、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3.1.2.6図及び第3.1.2.7図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの</p>	<p>差異の説明</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>記載方針等の相違 (③)</p> <p>・泊3号は格納容器内自然対流冷却の操作に召集要員を用いないため、(b) 代替格納容器スプレイの記載に揃えた。(伊方と同様)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>タの推移を第7.2.1.2.8図から第7.2.1.2.11図に示す。</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、原子炉が自動停止する。また、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料3.1.1.5)</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始の30分後、事象発生の約3.5時間後に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が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>その後、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し、原子炉格納容器圧力及び温度ともに事象発生の約41時間後に低下に転じる。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスでは1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力</p>	<p>7.2.1.2.7図から第7.2.1.2.10図に示す。</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、原子炉が自動停止する。また、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間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、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始の30分後、事象発生の約3.6時間後に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が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.13)</p> <p>その後、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し、原子炉格納容器圧力及び温度ともに事象発生の約45時間後に低下に転じる。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスでは1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力</p>	<p>推移を第3.1.2.8図から第3.1.2.11図に示す。</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次冷却材ポンプ回転数低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉が自動停止する。また、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が動作する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料 3.1.1.5)</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始の30分後、事象発生の約3.6時間後に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が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.13)</p> <p>事象発生の約16時間後に代替格納容器スプレイを停止することで、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、事象発生の約18時間後から代替格納容器スプレイを再開することで低下に転じる。</p> <p>その後、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。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスでは1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力</p>	<p>個別解析による相違 (6)</p> <p>個別解析による相違 (6)</p> <p>個別解析による相違 (6)</p> <p>名称等の相違 (4)</p> <p>記載方針等の相違 (3)</p> <p>・泊も同様の挙動だが、主要な事象進展ではないため記載していない</p> <p>名称等の相違 (4)</p> <p>個別解析による相違 (6)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>バウンダリからの漏えいはRCPシール部からのシールリークのみを想定していることから、1次冷却材が高温となり、原子炉容器ふたフランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次冷却材の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。</p> <p>(添付資料3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.1.2.8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約41時間後に最高値約0.345MPa[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7.2.1.2.9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約41時間後に最高値約138℃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>「6.2.2.2有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる</p> <p>「7.2.1.1格納容器過圧破損」において評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(4)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「7.2.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、評価項目を</p>	<p>バウンダリからの漏えいはRCPシール部からのシールリークのみを想定していることから、1次冷却材が高温となり、原子炉容器蓋フランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次冷却材の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.2、7.2.1.2.3、7.2.1.2.4)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.1.2.7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約45時間後に最高値約0.347MPa[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7.2.1.2.8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約45時間後に最高値約141℃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>「6.2.2.2有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる</p> <p>「7.2.1.1格納容器過圧破損」において評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(4)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「7.2.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、評価項目を</p>	<p>バウンダリからの漏えいはRCPシール部からのシールリークのみを想定していることから、1次冷却材が高温となり、原子炉容器ふたフランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次冷却材の減温、減圧が進み、事象進展が緩和される。</p> <p>(添付資料3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.2.8図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約18時間後に最高値約0.41MPa[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3.1.2.9図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約18時間後に最高値約144℃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>「1.2.2.2有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる</p> <p>「3.1.1格納容器過圧破損」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(4)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「3.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンスが同一であることから、「3.2高圧溶融物放出</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊、高浜は最高値が自然対流冷却開始後に現れるが、大飯は自然対流冷却開始前に現れる</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>満足することを確認する。</p> <p>(5) 及び(8) に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5溶融炉心・コンクリート相互作用」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、格納容器スプレイが作動することで本シーケンス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>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.2.10 図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.02MPa[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 style="text-align: right;">（添付資料3.1.1.16）</p> <p>第7.2.1.2.8図及び第7.2.1.2.9図に示すとおり、事象発生約41時間後に原子炉格納容器</p>	<p>満足することを確認する。</p> <p>(5) 及び(8) に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5溶融炉心・コンクリート相互作用」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、格納容器スプレイが作動することで本シーケンス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>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.2.9図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.02MPa[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 style="text-align: right;">（添付資料7.2.1.1.16）</p> <p>第7.2.1.2.7図及び第7.2.1.2.8図に示すとおり、事象発生約45時間後に原子炉格納容器</p>	<p>／格納容器雰囲気直接加熱」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(5) 及び(8) に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「3.3原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5溶融炉心・コンクリート相互作用」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、格納容器スプレイが作動することで本シーケンス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>原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第3.1.2.10図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.02MPa[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 style="text-align: right;">（添付資料 3.1.1.16）</p> <p>第3.1.2.8図及び第3.1.2.9図に示すとおり、事象発生約18時間後に原子炉格納容器圧力</p>	<p>差異の説明</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>個別解析による相</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>圧力及び温度は低下傾向を示し、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。</p> <p>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3.1.2.5)</p>	<p>圧力及び温度は低下傾向を示し、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7.2.1.2.5)</p>	<p>及び温度は低下傾向を示し、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 3.1.2.5)</p>	<p>差(⑥)</p>
<p>7.2.1.2.3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、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、原子炉格納容器雰囲気温度を低減することが特徴である。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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作、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原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作、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、「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</p>	<p>7.2.1.2.3 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、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、原子炉格納容器雰囲気温度を低減することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作、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原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作、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</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、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、原子炉格納容器雰囲気温度を低減することが特徴である。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加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、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原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作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</p>	<p>設計等の相違(②)</p> <p>・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p> <p>名称等の相違(④)</p> <p>名称等の相違(④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>以下のとおりである。</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、炉心溶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、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び炉心溶融開始の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操作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、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達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</p>	<p>以下のとおりである。</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、炉心溶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、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び炉心溶融開始の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操作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、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達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</p>	<p>おりである。</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、炉心溶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、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の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操作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、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達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</p>	<p>名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>再現性が確認されており、下部プレナムでの溶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溶融に係る解析コードの溶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、また、原子炉容器外の溶融燃料-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14分程度早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分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</p>	<p>再現性が確認されており、下部プレナムでの溶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溶融に係る解析コードの溶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、また、原子炉容器外の溶融燃料-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14分程度早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分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</p>	<p>の再現性が確認されており、下部プレナムでの溶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・溶融に係る解析コードの溶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、また、原子炉容器外の溶融燃料-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14分程度早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分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</p>	<p>名称等の相違(④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。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における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達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、下部プレナムでの溶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溶融に係る解析コードの溶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>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。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における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達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、下部プレナムでの溶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溶融に係る解析コードの溶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>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。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における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達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、下部プレナムでの溶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・溶融に係る解析コードの溶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>名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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>(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7.2.1.2.2表に示すとおりであり、そ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及びヒートシンク(標準値)、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、格納容器再循環ユニットの除熱特性及び加圧器逃がし弁個数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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び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</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>(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7.2.1.2.2表に示すとおりであり、そ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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ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</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>(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3.1.2.2表に示すとおりであり、そ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加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び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</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊3号は個別解析を実施しているため、標準値に係る記載をしない。 (伊方と同様)</p> <p>名称等の相違(④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</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ため、2次系からの冷却により、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び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。また、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ため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</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>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>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、</p>	<p>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。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</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>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>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、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</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>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>差異の説明</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(伊方と同様)</p> <p>記載方針等の相違(③)</p> <p>・泊は高浜、大飯と同様に粗フィルタを取り外した状態で感度解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する(伊方と同様)</p> <p>個別解析による相</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>解析条件で設定している個数よりも多くなるため、加圧器逃がし弁の開放時における放出流量が大きく、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅が大きくなるが、代替格納容器スプレイにより上昇は抑制される。また、原子炉格納容器への放出エネルギーの総量は加圧器逃がし弁の個数によらないため、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動への影響はわずかであり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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、原子炉格納容器雰囲気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>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ため、2次系からの冷却により原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</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～約11.7MW）とした場合の感度解析の結果を第7.2.1.2.12図及び第7.2.1.2.13図に示す。そ</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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>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</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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、原子炉格納容器雰囲気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>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～約13.0MW）とした場合の感度解析の結果を第3.1.2.12図及び第3.1.2.13図に示す。その結</p>	<p>差(⑥) ・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(伊方と同様)</p> <p>記載方針等の相違(③) (伊方と同様)</p> <p>個別解析による相違(⑥) ・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(伊方と同様)</p> <p>記載方針等の相違(③) ・差異理由については前頁参照</p> <p>個別解析による相違(⑥)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>の結果、事象発生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が、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。</p> <p>(添付資料3.1.1.20)</p> <p>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、解析条件で設定している個数よりも多くなるため、加圧器逃がし弁の開放時における放出流量が大きく、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅が大きくなるが、代替格納容器スプレイにより抑制される。また、原子炉格納容器への放出エネルギーの総量は加圧器逃がし弁の個数によらないため、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動への影響はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 操作条件 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える影響 加圧器逃がし弁の開操作は、第7.2.1.2.3図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作</p>	<p>7.2.1.2.11図及び第7.2.1.2.12図に示す。その結果、事象発生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、除熱性能が低下するが、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。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件 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える影響 加圧器逃がし弁の開操作は、第7.2.1.2.3図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作</p>	<p>果、事象発生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が、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。</p> <p>(添付資料2.4.6、添付資料3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件 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える影響 加圧器逃がし弁の開操作は、第3.1.2.3図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作は</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>・泊3号は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外(伊方と同様)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>代替格納容器スプレイの開始操作は、第7.2.1.2.3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>代替格納容器スプレイの停止及び再開操作は、代替格納容器スプレイ開始操作と同一運転員等による操作であり、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7.2.1.2.3図に示すとおり、現場操作であるが、同一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>(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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、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、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放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、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</p>	<p>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>代替格納容器スプレイの開始操作は、第7.2.1.2.3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>代替格納容器スプレイの停止及び再開操作は、代替格納容器スプレイ開始操作と同一運転員等による操作であり、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7.2.1.2.3図に示すとおり、現場操作であるが、同一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>(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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、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、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放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、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</p>	<p>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>代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.2.3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>代替格納容器スプレイの停止及び再開操作は、代替格納容器スプレイ開始操作と同一運転員等による操作であり、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3.1.2.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一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>(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加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、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、「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開操作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、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</p>	<p>名称等の相違 (④)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。</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>原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に再開する代替格納容器スプレイの再開操作は、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、原子炉格納容器圧力の上昇が遅くなることで操作開始が遅くなるが、本操作開始の起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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>(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>加圧器逃がし弁の開放操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作開始</p>	<p>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。</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>原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に再開する代替格納容器スプレイの再開操作は、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、原子炉格納容器圧力の上昇が遅くなることで操作開始が遅くなるが、本操作開始の起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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>(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>加圧器逃がし弁の開放操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作開始</p>	<p>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。</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>原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に再開する代替格納容器スプレイの再開操作は、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、原子炉格納容器圧力の上昇が遅くなることで操作開始が遅くなるが、本操作開始の起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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>(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>加圧器逃がし弁の開操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作開始を10</p>	<p>名称等の相違 (④)</p> <p>個別解析による相違 (⑥)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.1.2.14図及び第7.2.1.2.15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、20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3.1.2.6)</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、事象発生の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、19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3.1.2.7)</p>	<p>を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.1.2.13図及び第7.2.1.2.14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、20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7.2.1.2.6)</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、事象発生の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、20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7.2.1.2.7)</p>	<p>分遅くした場合の感度解析結果を第3.1.2.14図及び第3.1.2.15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(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、炉心溶融開始から20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 3.1.2.6)</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、事象発生の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6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 3.1.2.7)</p>	<p>設計等の相違(②)</p> <p>名称等の相違(④)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>個別評価による相違(⑥)</p>
<p>(4) 残存デブリ量の不確かさに対する影響評価</p> <p>大量の残存デブリが存在することを想定し、原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイ水を流入させて炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることによる残存デブリの冷却性を評価した。その結果、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が原子炉格納容器内の蒸気の過熱に寄与するという保守的な条件においても、露出した残存デブリが全溶融炉心の18%以下であれば、その崩壊熱は原子炉格納容器内で発生する水分量をすべて蒸発させるために必要なエネルギーを下回ることを確認した。全溶融デブ</p>	<p>(4) 残存デブリ量の不確かさに対する影響評価</p> <p>大量の残存デブリが存在することを想定し、原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイ水を流入させて炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることによる残存デブリの冷却性を評価した。その結果、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が原子炉格納容器内の蒸気の過熱に寄与するという保守的な条件においても、露出した残存デブリが全溶融炉心の15%以下であれば、その崩壊熱は原子炉格納容器内で発生する水分量をすべて蒸発させるために必要なエネルギーを下回ることを確認した。全溶融デブリ</p>	<p>(4) 残存デブリ量の不確かさに対する影響評価</p> <p>大量の残存デブリが存在することを想定し、原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイ水を流入させて炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることによる残存デブリの冷却性を評価した。その結果、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が原子炉格納容器内の蒸気の過熱に寄与するという保守的な条件においても、露出した残存デブリが全溶融炉心の19%以下であれば、その崩壊熱は原子炉格納容器内で発生する水分量をすべて蒸発させるために必要なエネルギーを下回ることを確認した。全溶融炉心</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>りの18%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、残存デブリの冷却性は確保できる。 (添付資料3.1.2.8、3.1.2.9)</p> <p>(5) まとめ 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、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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熔融炉心を冷却し、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。 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。 (添付資料3.1.2.10)</p>	<p>の15%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、残存デブリの冷却性は確保できる。 (添付資料7.2.1.2.8、7.2.1.2.9)</p> <p>(5) まとめ 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、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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熔融炉心を冷却し、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。 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。 (添付資料7.2.1.2.10)</p>	<p>の19%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、残存デブリの冷却性は確保できる。 (添付資料3.1.2.8、3.1.2.9)</p> <p>(5) まとめ 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、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、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熔融炉心を冷却し、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。 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。 (添付資料3.1.2.10)</p>	<p>個別解析による相違(⑥)</p> <p>設計等の相違(②) ・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p>
<p>7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」において、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、「7.2.1.2.1(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「7.5.2重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に</p>	<p>7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」において、重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.2.1(3)格納容器破損防止対策」に示すとおり14名であり、事象発生3時間以降については参集要員も考慮する。したがって「7.5.2重</p>	<p>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」において、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、「3.1.2.1(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</p>	<p>設計等の相違(②) ・要員体制の差異</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>示す重大事故等対策要員118名で対応が可能である。</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（格納容器過温破損）」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>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3.5時間後から約14.9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>b. 燃料</p> <p>(a) 重油</p> <p>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</p>	<p>大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名及び参集要員で対処可能である。</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（格納容器過温破損）」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3.6時間後から約15.7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14.2時間後より可搬型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>b. 燃料</p> <p>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</p>	<p>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>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3.6時間後から約17.9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>b. 燃料</p> <p>(a) 重油</p> <p>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</p>	<p>差異の説明</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号はシングルプラント評価のため記載しない。</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号は軽油のみを使用する。</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>必要となる。</p> <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「7.5.1(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>(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9時間後から事象発生24時間後までの運転を想定して、約3,341ℓ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1,486ℓ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9,654ℓとなるが、</p>	<p>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> <p>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14.2時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.1kℓ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167.1kℓ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>	<p>なる。</p> <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>(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5,709ℓ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11,418ℓとなるが、「6.1(2)資源</p>	<p>名称等の相違 (④)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号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するため、評価不要。</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・設備構成の相違</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>設計等の相違 (②)</p> <p>・泊3号は軽油のみを使用する。</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>「7.5.1(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12,150ℓにて供給可能である。</p> <p>c. 電源 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355kW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。 (添付資料3.1.2.11)</p>	<p>c. 電源 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。 (添付資料7.2.1.2.11)</p>	<p>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21,000ℓにて供給可能である。</p> <p>c. 電源 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。 (添付資料 3.1.2.11)</p>	<p>名称等の相違(④)</p>
<p>7.2.1.2.5 結論 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」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、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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。 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能の重畳を考慮して有効性評価を行った。 上記の場合においても、運転員等操作である加</p>	<p>7.2.1.2.5 結論 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」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、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ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。 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能の重畳を考慮して有効性評価を行った。 上記の場合においても、運転員等操作である加</p>	<p>3.1.2.5 結論 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」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、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、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。 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に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。 上記の場合においても、運転員等操作である加</p>	<p>設計等の相違(②)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>設計等の相違(②)</p> <p>・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>圧器逃がし弁による1次系強制減圧、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冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、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ン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溶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、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1格納容器過圧破損」、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力については「7.2.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、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」、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5溶融炉心・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</p>	<p>圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ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冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、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ン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溶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、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1格納容器過圧破損」、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力については「7.2.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、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」、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5溶融炉心・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、加圧器逃がし弁を用いた1次</p>	<p>圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、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冷却及び除熱並びに原子炉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ンダリにかかる圧力及び温度、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ン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溶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、放射性物質の総放出量については「3.1.1格納容器過圧破損」、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力については「3.2高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4水素燃焼」、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「3.5溶融炉心・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</p>	<p>設計等の相違 (②)</p> <p>・差異理由は前述どおり (4ページ参照)</p> <p>名称等の相違 (④)</p> <p>記載方針等の相違</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、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（格納容器過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>系強制減圧、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（格納容器過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、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（格納容器過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>(③) ・重複するため記載しない。 (伊方と同様) 設計等の相違(②) ・差異理由は前述のとおり (4ページ参照)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故対策について（3/5）

判断及び操作	手順		計装設備
	常設設備	重大事故等対処設備	
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の作動	・ 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 1×10 ⁶ 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作動を開始する。	—	1 炉心出口高温度 (広域) 1 炉心出口低温度 (広域) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
i. 炉心損傷の判断	・ 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 1×10 ⁶ mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	1 炉心出口高温度 (広域) 1 炉心出口低温度 (広域) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
j. 原子炉格納容器水素濃度計測装置及び静的軸載式水素濃度計測装置の作動状況の確認	・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置及び静的軸載式水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (高レンジ) ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (低レンジ)
k. 水素濃度監視	・ 炉心損傷が発生すれば、ジウコニウム-水反応等により水素濃度が急激に上昇することから、原子炉格納容器内水素濃度の監視を開始し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	可搬型格納容器内水素濃度計測装置 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (高レンジ) ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (低レンジ)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故対策について（3/5）

判断及び操作	手順		計装設備
	常設設備	重大事故等対処設備	
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の作動	・ 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 1×10 ⁶ 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作動を開始する。	—	1 炉心出口高温度 (広域) 1 炉心出口低温度 (広域) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
i. 炉心損傷の判断	・ 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 1×10 ⁶ mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	1 炉心出口高温度 (広域) 1 炉心出口低温度 (広域) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
j. 原子炉格納容器水素濃度計測装置及び静的軸載式水素濃度計測装置の作動状況の確認	・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置及び静的軸載式水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (高レンジ) ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (低レンジ)
k. 水素濃度監視	・ 炉心損傷が発生すれば、ジウコニウム-水反応等により水素濃度が急激に上昇することから、原子炉格納容器内水素濃度の監視を開始し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	可搬型格納容器内水素濃度計測装置 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (高レンジ) ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (低レンジ)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 8.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」
における重大事故対策について（3/5）

判断及び操作	手順		計装設備
	常設設備	重大事故等対処設備	
1. 炉心損傷の判断	・ 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 1×10 ⁶ mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。 ・ 1 及び炉心出口温度が異常に上昇し、炉心出口温度及び格納容器内の放射線量の傾向を把握する。	—	1 炉心出口高温度 (広域) 1 炉心出口低温度 (広域) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
2. 原子炉格納容器水素濃度計測装置及び静的軸載式水素濃度計測装置の作動状況の確認	・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置及び静的軸載式水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置の作動状況を確認し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (高レンジ) ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (低レンジ)
3. 水素濃度監視	・ 炉心損傷が発生すれば、ジウコニウム-水反応等により水素濃度が急激に上昇することから、原子炉格納容器内水素濃度の監視を開始し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	可搬型格納容器内水素濃度計測装置 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置	【原子炉格納容器水素濃度計測装置】 ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (高レンジ) ・ 原子炉格納容器水素濃度計測装置 (低レンジ)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

設計等の相違 (2)
名称等の相違 (4)
・ 設備仕様等の相違により「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる。

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉		泊発電所3号炉	
項目	主要解析条件	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M.A.A.P	M.A.A.P	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を通じて適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) ×1.02	100% (2,652MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はMOX燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t (1基当たり)	48t (1基当たり)	標準値として設計値より小さい値を設定。
原子炉格納容器 自由体積	67,400m ³	67,400m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。
ヒートシンク	標準値	標準値	標準値として設計値より小さい値を設定。
初期条件			

第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を通じて適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合燃料の装荷を考慮している。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。

第3.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M.A.A.P	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を通じて適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) ×1.03	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするよう、定常過差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	60t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	72,900m ³	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

設計等の相違 (2)
名称等の相違 (4)
個別解析による相違 (6)
・泊3号は個別解析であり、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。

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉		条件設定の考え方	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内電源系統喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。	
事故条件	RCPシール部からの漏えい率(初期)	1次冷却材圧力が高く推移する観点で、RCPシール部が健全な場合の漏えい率として、WCAP-15603のシールが健全な場合の漏えい率である約4.8m ³ /h(21gpm相当)よりさらに少ない値として、1台当たり約1.5m ³ /hを設定。	
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観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	

泊発電所3号炉		条件設定の考え方	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内電源系統喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源系統及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。	
事故条件	RCPシール部からの漏えい率(初期)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	
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観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	

第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)(2/3)

大飯発電所3/4号炉		条件設定の考え方	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。	
事故条件	RCPシール部からの漏えい率(初期)	WCAP-15603のシールが健全な場合の漏えい率として1台当たり約4.8m ³ /h(21gpm相当)を設定。	
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観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	

第3.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)(2/3)

差異の説明
設計等の相違(②)
名称等の相違(④)
個別解析による相違(⑥)
・泊3号は個別解析であり、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。

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	
項目	主要解析条件
原子炉トリップ信号	1 冷却材ポンプ電源電圧低下 (定格値の65%) (応答時間 1.2秒)
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa(gage) (最低保持圧力)
蓄圧タンク保有水量	29.0m³ (1基当たり) (最低保有水量)
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)
代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量	140m³/h
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性: 100℃～約155℃、 約1.9MW～約8.1MW
加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始+10分
開始	格納容器再循環ポンプ水位77%到達 (原子炉格納容器保有水量1,700m³相当) +
一旦停止	原子炉格納容器最高使用圧力未達
再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 +30分
停止	事象発生後の24時間後
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開始	事象発生後の24時間後

泊発電所3号炉	
項目	主要解析条件
原子炉トリップ信号	1 冷却材ポンプ電源電圧低下 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa(gage) (最低保持圧力)
蓄圧タンク保有水量	29.0m³ (1基当たり) (最低保有水量)
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)
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流量	140m³/h
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性(100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW)
加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の10分後
開始	炉心溶融開始の30分後
一旦停止	格納容器再循環ポンプ水位80%到達 (原子炉格納容器保有水量2,270m³相当) + 原子炉格納容器最高使用圧力未達
再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後
停止	事象発生後の24時間後
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開始	事象発生後の24時間後

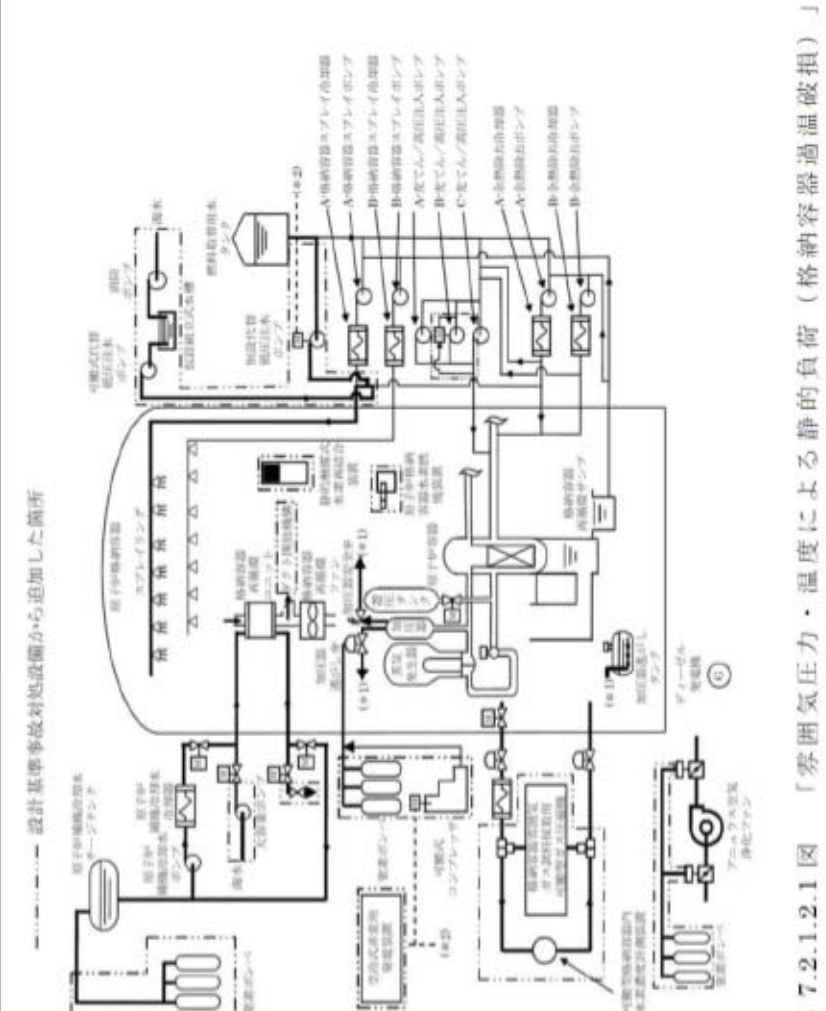
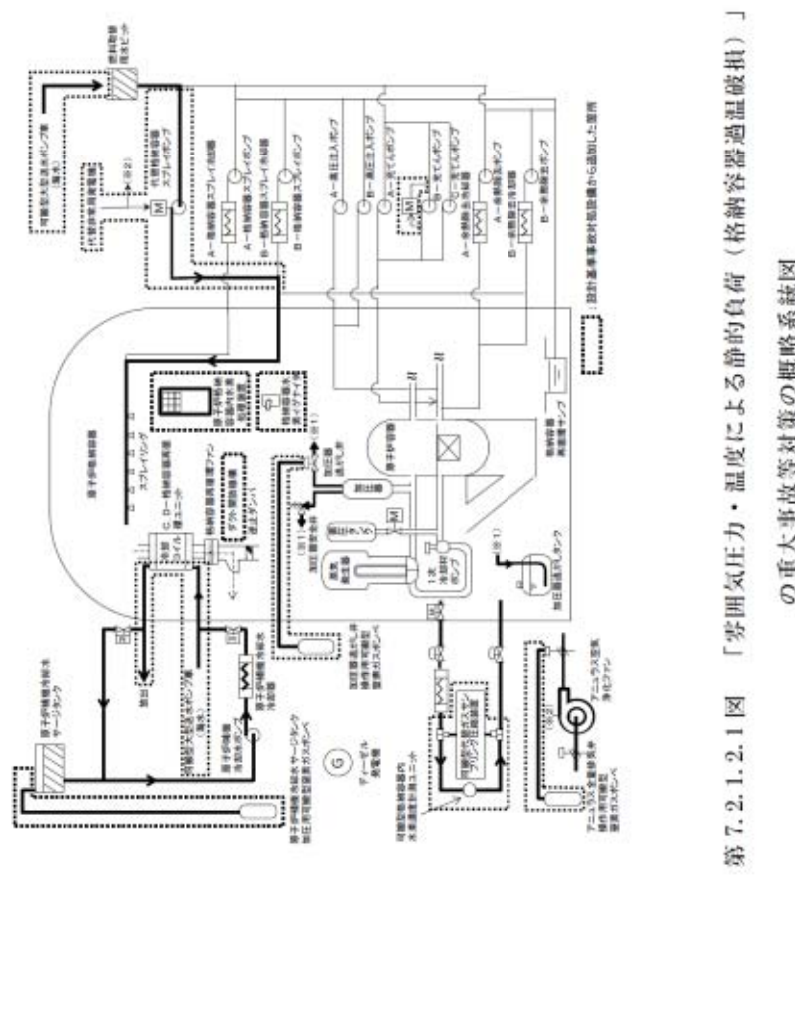
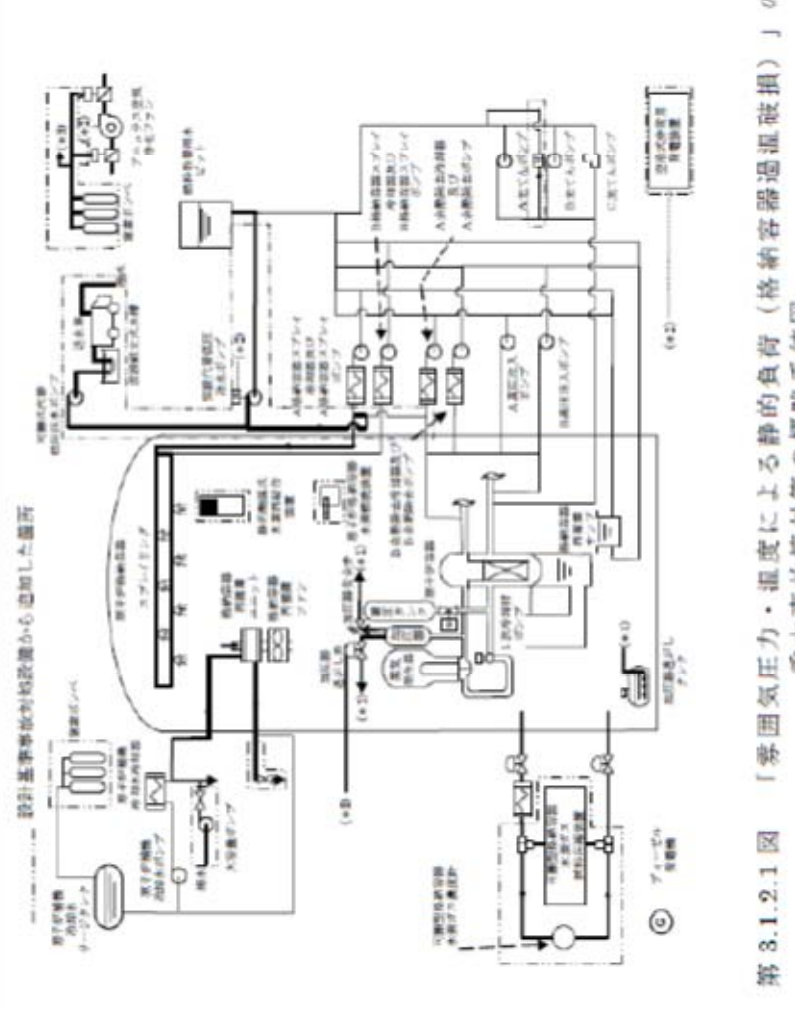
第7.2.1.2.2表 「炉内気圧・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (3/3)

大阪発電所3/4号炉	
項目	主要解析条件
原子炉トリップ信号	1 冷却材ポンプ電源電圧低下 (定格値の92.6%) (応答時間0.6秒)
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa(gage) (最低保持圧力)
蓄圧タンク保有水量	26.9m³ (1基当たり) (最低保有水量)
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)
代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量	130m³/h
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性: 100℃～約165℃、 約4.1MW～約11.2MW
加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の10分後
開始	炉心溶融開始の30分後
一旦停止	格納容器再循環ポンプ水位71%到達 (原子炉格納容器保有水量2,000m³相当) +
再開	原子炉格納容器最高使用圧力未達の30分後
停止	事象発生後の24時間後
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開始	事象発生後の24時間後

第3.1.2.2表 「炉内気圧・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (3/3)

差異の説明	
設計等の相違 (2)	
名称等の相違 (4)	
個別解析による相違 (6)	<p>・泊3号は個別解析であり、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。</p>

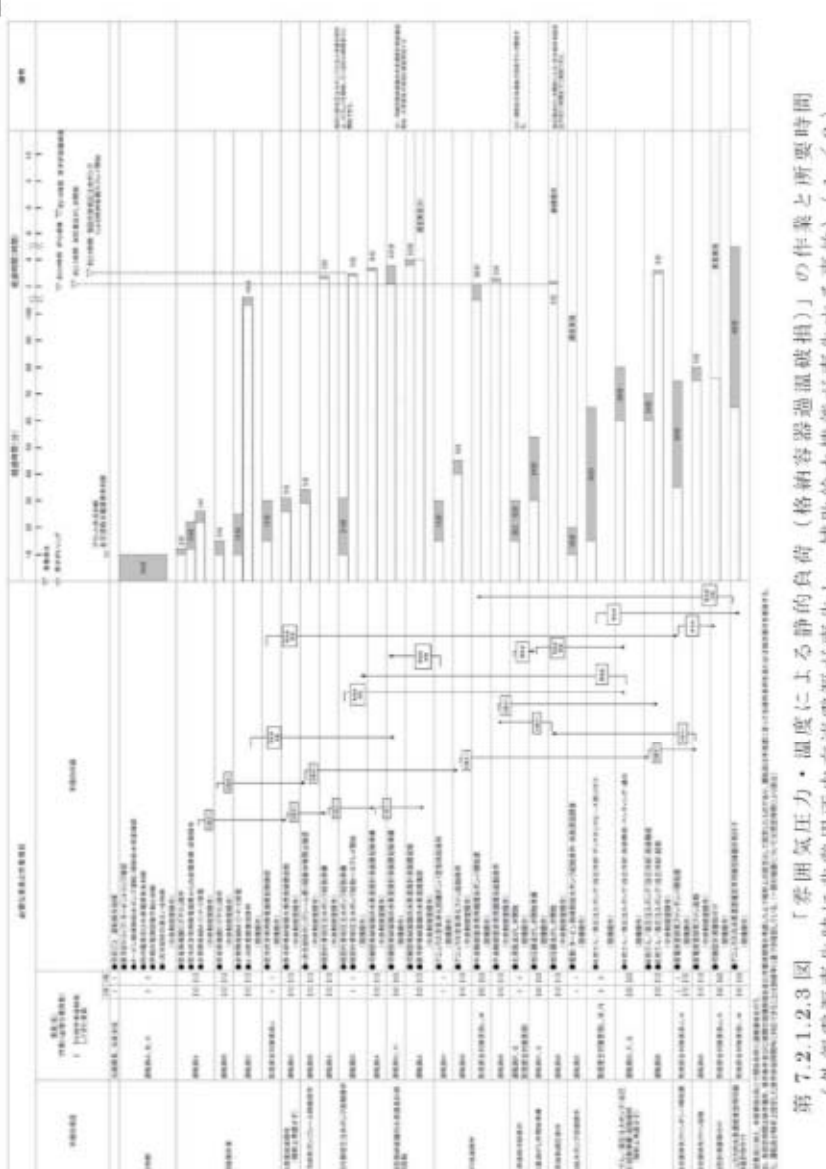
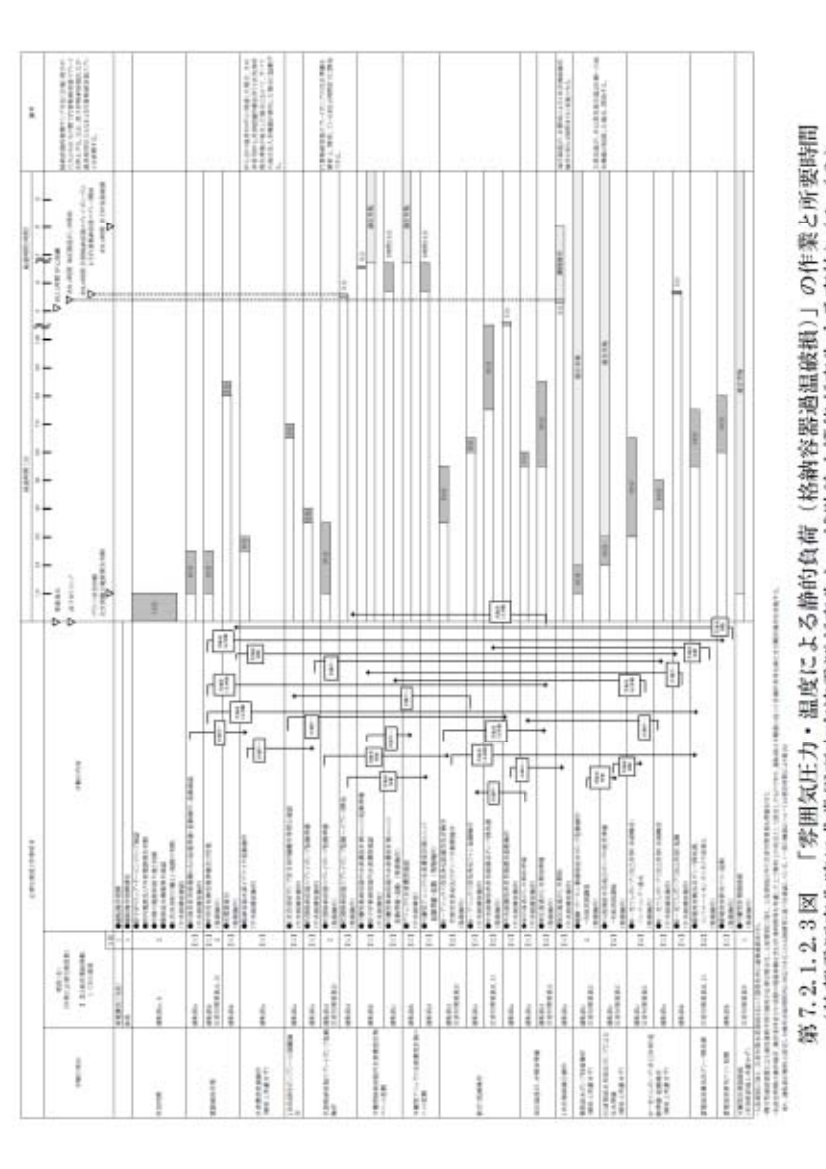
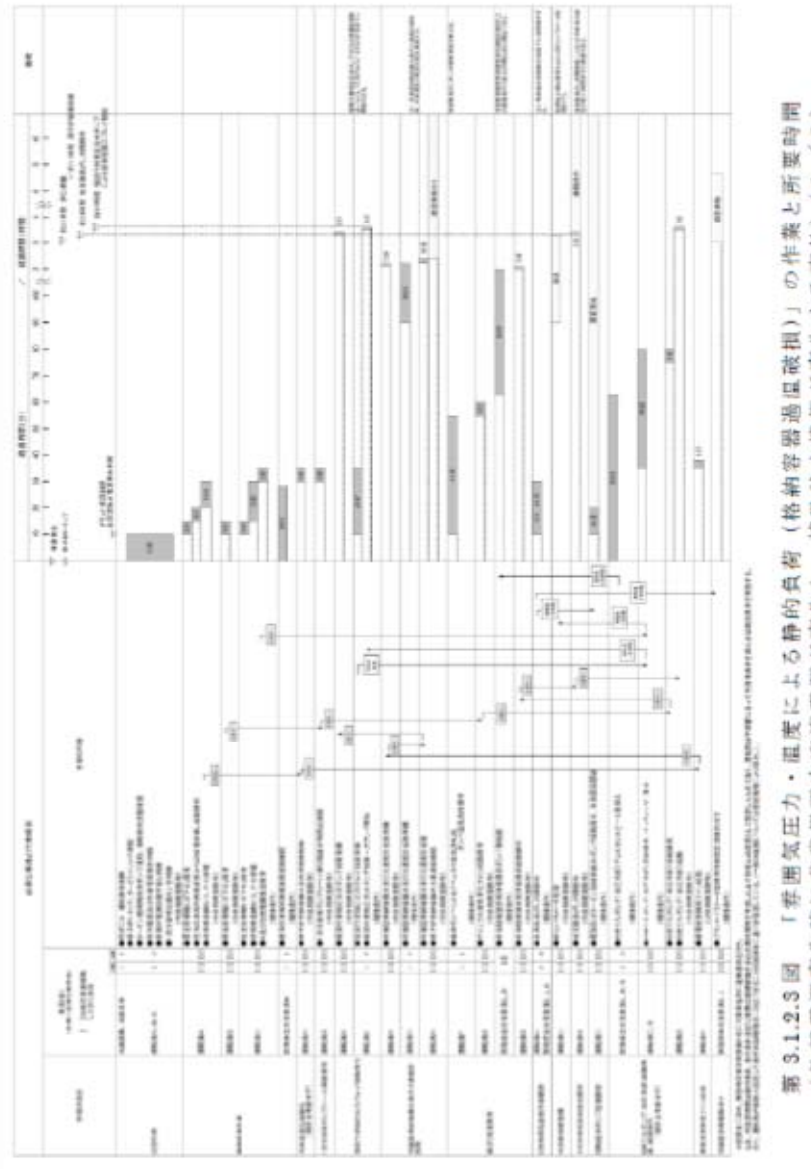
7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>設計基準事故対処設備から追加した箇所</p> <p>第7.2.1.2.1 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準事故対処設備から追加した箇所</p> <p>第7.2.1.2.1 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準事故対処設備から追加した箇所</p> <p>第8.1.2.1 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	<p>設計等の相違 (2)</p> <p>名称等の相違 (4)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p style="text-align: center;">高浜発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">第 7.2.1.2.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">第 7.2.1.2.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要</p>	<p style="text-align: center;">大阪発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">第 3.1.2.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要</p>	<p>設計等の相違 (2) 名称等の相違 (4)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第 7.2.1.2.3 図 「券閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/2）</p>	 <p>第 7.2.1.2.3 図 「券閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/2）</p>	 <p>第 3.1.2.3 図 「券閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/2）</p>	<p>設計等の相違 (②) 名称等の相違 (④) 個別解析による相違 (⑥)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p style="text-align: center;">高浜発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">第 7.2.1.2.3 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（2/2）</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">第 7.2.1.2.3 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（2/2）</p>	<p style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">第 3.1.2.3 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（2/2）</p>	<p>設計等の相違 (②) 名称等の相違 (④) 個別解析による相違 (⑥)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>設計想定事象対応</p> <p>運転員が使用する手順については、定規等の別添項目が記載されており、原子力発電所において異常が発生した場合、運転員は事故発生後約10分間以下の判定プロセスにより事象を判断して必要な対応を実施することができる。</p> <p>設計想定事象対応 (事象時操作手順) B-DBA対応 (事故時操作手順) (第2部)</p> <p>注: 本欄はプロセスの流れを示す</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>設計想定事象対応 (事象時操作手順) B-DBA対応 (事故時操作手順) (第2部)</p> <p>注: 本欄はプロセスの流れを示す</p>	<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>設計想定事象対応 (事象時操作手順) B-DBA対応 (事故時操作手順) (第2部)</p> <p>注: 本欄はプロセスの流れを示す</p>	<p>差異の説明</p> <p>記載方針等の相違</p> <p>(3)</p> <p>・事象判定プロセスを第7.2.1.2.4図に含めている。(川内と同様)</p>
<p>第7.2.1.2.4図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の事象進展(判定プロセス) (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)(1/2)</p>			

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>設計想定事象対応</p> <p>B-DBA対応(炉心損傷防止)</p> <p>格納容器破損防止</p> <p>凡例: 設計事象対応(事象発生時) B-DBA対応(事象発生時) 及び事故時発生時(第2部)</p> <p>注: 太線はプロセスの流れを示す</p>		<p>設計想定事象対応</p> <p>B-DBA対応(炉心損傷防止)</p> <p>格納容器破損防止</p> <p>凡例: 設計事象対応(事象発生時) B-DBA対応(事象発生時) 及び事故時発生時(第2部)</p> <p>注: 太線はプロセスの流れを示す</p>	<p>記載方針等の相違</p> <p>(3)</p> <p>・事象判定プロセスを第7.2.1.2.4図に含めている。(川内と同様)</p>
<p>第7.2.1.2.4図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の事象進展(判定プロセス) (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)(2/2)</p>			

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.2.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要） （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）</p> <p>41: 非常用電源喪失による非常用電源の停止 42: すべての発電機出力が非常用電源の出力が 30%未満 43: すべての非常用電源出力が非常用電源の出力が 5%未満となる場合 44: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 45: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 46: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 47: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 48: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 49: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 50: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 51: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 52: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合</p>	<p>第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要） （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）</p> <p>41: 非常用電源喪失による非常用電源の停止 42: すべての発電機出力が非常用電源の出力が 30%未満 43: すべての非常用電源出力が非常用電源の出力が 5%未満となる場合 44: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 45: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 46: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 47: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 48: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 49: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 50: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 51: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 52: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合</p>	<p>第 3.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要） （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）</p> <p>41: 非常用電源喪失による非常用電源の停止 42: すべての発電機出力が非常用電源の出力が 30%未満 43: すべての非常用電源出力が非常用電源の出力が 5%未満となる場合 44: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 45: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 46: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 47: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 48: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 49: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 50: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 51: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合 52: 非常用電源喪失による非常用電源の出力が 5%未満となる場合</p>	<p>設計等の相違 (2) 名称等の相違 (4) 個別解析による相違 (6)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.2.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第 7.2.1.2.5 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第 3.1.2.6 図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>個別解析による相違 (6)</p>
<p>第 7.2.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移</p>	<p>第 7.2.1.2.6 図 上部プレナム気相温度の推移</p>	<p>第 3.1.2.7 図 上部プレナム気相温度の推移</p>	<p>個別解析による相違 (6)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.1.2.7 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.2.8 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p>
<p>第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 3.1.2.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.2.1.2.10 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)</p>	<p>第 7.2.1.2.9 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 3.1.2.10 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)</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p>
<p>第 7.2.1.2.11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>第 7.2.1.2.10 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>第 3.1.2.11 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p>

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.2.1.2.12 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 7.2.1.2.11 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 3.1.2.12 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>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> 感度ケースの格納容器再循環ユニットの除熱特性の差異
<p>第 7.2.1.2.13 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 7.2.1.2.12 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 3.1.2.13 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>個別解析による相違 (⑥)</p> <ul style="list-style-type: none"> 感度ケースの格納容器再循環ユニットの除熱特性の差異

7.2.1.2 格納容器過温破損

高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 7.2.1.2.14 図 原子炉格納容器圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)</p>	<p>第 7.2.1.2.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.2.14 図 原子炉格納容器圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p>
<p>第 7.2.1.2.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)</p>	<p>第 7.2.1.2.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.2.15 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)</p>	<p>個別解析による相違 (⑥)</p>