

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721P-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

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
比較結果等を取りまとめた資料			
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. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの : なし			
d. 当社が自主的に変更したもの : なし			
1-2) 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. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの : なし			
d. 当社が自主的に変更したもの : なし			
1-3) バックフィット関連事項			
なし			
1-4) その他			
女川2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. 女川2号炉まとめ資料との比較結果の概要			
2-1) 比較表の構成及び資料構成について			
・比較表 : 女川原子力発電所2号炉はまとめ資料、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号炉はまとめ資料を記載しているため、記載表現が異なる箇所があるが文意に差異なし			
・資料構成 : 項目は女川/泊/大飯すべて同一であり、項目単位では各プラント横並びで比較可能			
・泊の「格納容器過圧破損」と女川の「格納容器過圧・過温破損」を比較。これは両者、大LOCAを起因事象としているため。そのうえで、女川は代替循環冷却系を使用する場合と、フィルタベントを使用する場合の2つの評価を行っているが、フィルタベントは泊の比較として不適切なため、代替循環冷却系を使用する事象を比較対象とする。			
・プラント型式や事故シーケンスグループ等の相違により記載表現・内容が異なる箇所があるが、基準適合の観点から大きな過不足は見られなかった			
2-2) 有効性評価の主な項目 (1/2)			
格納容器破損モードの特徴	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。	差異なし (記載表現は異なるが、安全機能の喪失が重畳し、溶融炉心の崩壊熱等により水蒸気等が発生することで、CV圧力が上昇しCVの過圧破損に至る特徴は、泊も女川も同様)
格納容器破損防止対策(概略系統図参照)	・初期の対策として低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水手段 ・安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段	・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 ・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	・短期対策は泊は代替格納容器スプレイに対して、女川は原子炉注水 ・長期対策は共に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の除熱を行う

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

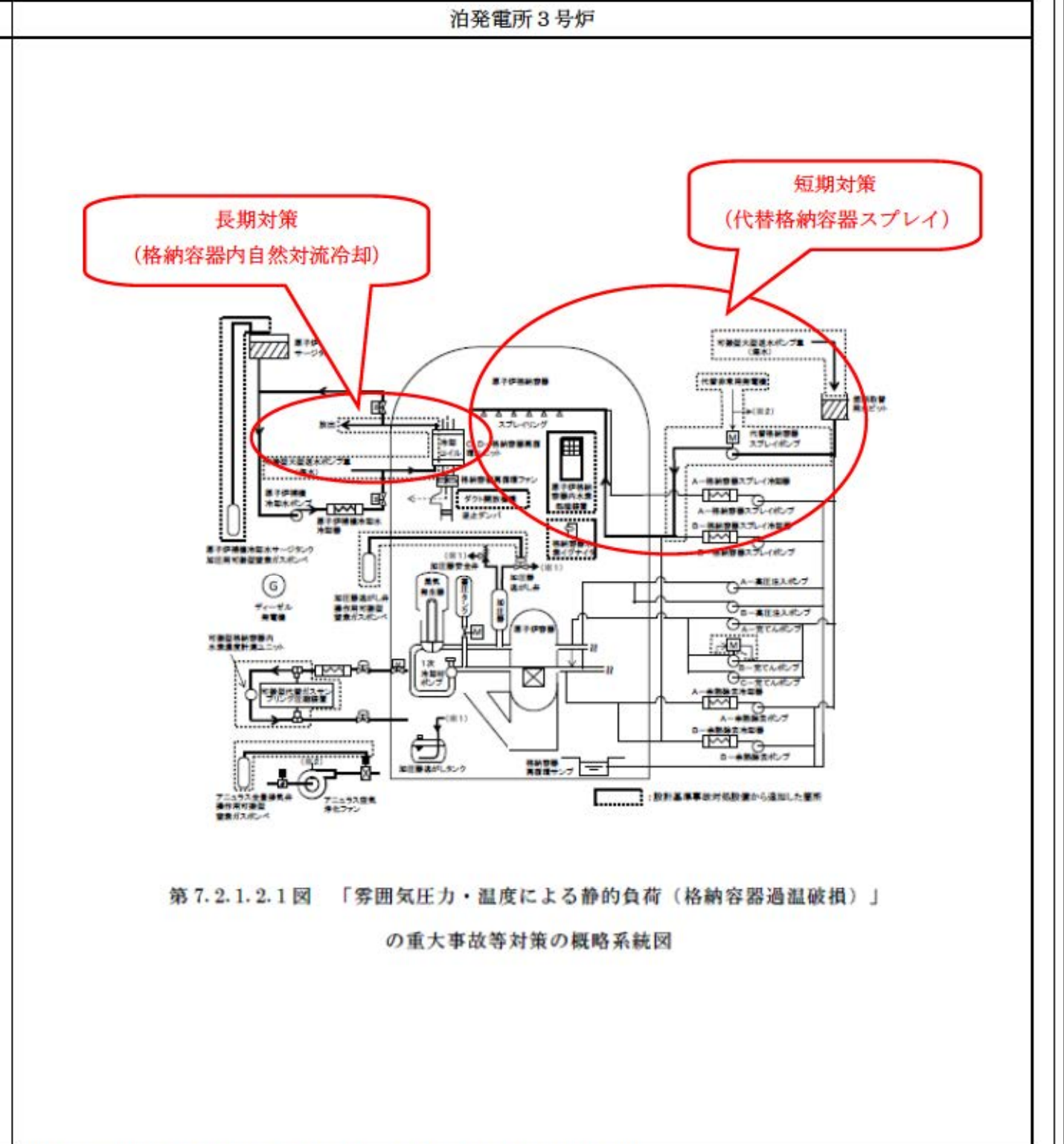
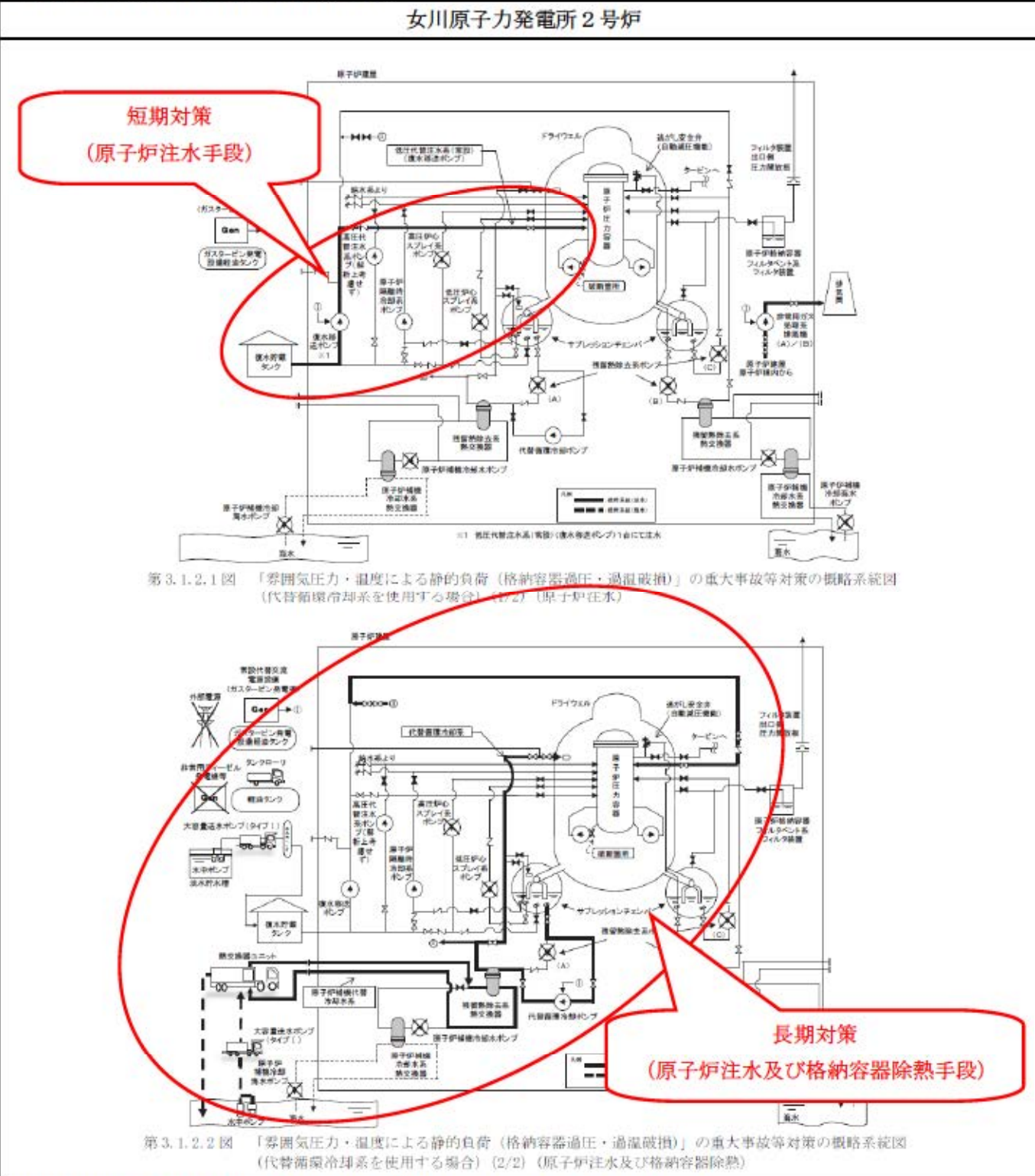
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
2-2) 有効性評価の主な項目 (2/2)			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
評価事故シーケンス	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・評価事故シーケンスの相違
有効性評価の結果 (評価項目等)	・格納容器圧力は、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage]を超えない。 ・原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 9.9×10^{-1} TBq (7日間) となり、100TBq を下回る。	・原子炉格納容器圧力は、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0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。 ・事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。	差異なし (CV 圧力の絶対値・制限値は異なるが、評価項目を満足する点では、泊も女川も同様) 差異なし (Cs-137 の総放出量は異なるが、評価項目を満足する点では、泊も女川も同様)
2-3) 主な差異			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
格納容器破損モードの相違	格納容器過圧・過温破損	格納容器過圧破損	・泊は破損モードとして「格納容器過圧破損」と「格納容器過温破損」に分かれているが、女川は「格納容器過圧・過温破損」で一つの破損モードとなっている
プラント損傷状態の相違	TQUV, TQUX, 長期 TB, TBD, TBU, TBP, AE, S1E 及び S2E	SED, TED, SLW, AEW, TEW, AED 及び SEW	・PWR と BWR ではプラント損傷状態の考え方が異なる
有効性評価の対象の相違	有効性評価を代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の評価を実施	—	・女川は代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う
解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	—	—	・プラント型式の相違により重要現象が異なるため、不確かさの影響評価の記載が異なる
解析条件の不確かさの影響評価	—	—	・プラント型式の相違により解析条件・項目や運転員等操作が異なるため、不確かさの影響評価の記載が異なる
2-4) 差異の識別の省略			
<ul style="list-style-type: none"> ➢ PDS (泊) ⇔ プラント損傷状態 (女川) ➢ 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) ⇔ 動作 (大飯) ➢ 最小保有水量 (泊) ⇔ 最低保有水量 (大飯) 			

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
-------------	---------	------------	-------

2-5) 重大事故等対策の概略系統図



短期対策：低压代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水手段 長期対策：代替循環冷却系による格納容器除熱手段	短期対策：代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ 長期対策：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
--	---

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV, TQUX, 長期 TB, TBD, TBU, TBP, AE, S1E 及び S2E がある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全</p>	<p>7.2 重大事故</p> <p>本原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。</p> <p>7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>7.2.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に至る可能性のある PDS は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED, TED, SLW, AEW, TEW, AED 及び SEW がある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、LOCA, 過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内へ流出した高</p>	<p>3. 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>本原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>3.1.1 格納容器過圧破損</p> <p>3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉格納容器内</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・泊は重大事故の概要を記載している</p> <p>格納容器破損モードの相違</p> <p>・泊は破損モードとして「格納容器過圧破損」と「格納容器過温破損」に分かれているが、女川は「格納容器過圧・過温破損」で一つの破損モードとなっている</p> <p>プラント損傷状態の相違</p> <p>・PWRとBWRではプラント損傷状態の考え方が異なる</p> <p>記載表現の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却、また、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。代替循環冷却系が使用できる場合には、原子炉格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料 冷却材</p>	<p>温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。</p>	<p>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よって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・女川はCV破損防止だけでなく、放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止も明記している</p> <p>重大事故等対策の相違</p> <p>・女川は代替循環冷却系を使用する場合と使用できない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p> <p>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.2.1図及び第3.1.2.2図に、対応手順の概要を第3.1.2.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、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。</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の概略系統図を第7.2.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける重大事故等対策に必要な要員は、中央</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、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の概略系統図を第3.1.1.1図に、対応手順の概要を第3.1.1.2図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.1.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対</p>	<p>重大事故等対策の相違</p> <p>記載方針の相違 対策設備の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊は過圧破損と同じ対策でMCCI対策を行うため、MCCI対策についても記載</p> <p>記載方針の相違 ・泊は水素対策についても記載</p> <p>体制の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>及び重大事故等対応要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第3.1.2.4図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故(LOCA)が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統(6.9kV)の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至ることから、全交流動力電源喪失を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、6-2C母線電圧及び6-2D母線電圧である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断</p>	<p>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。</p> <p>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。この必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、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</p>	<p>策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計48名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員14名(1号炉及び2号炉中央制御室要員4名を含む。)である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が26名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が6名である。この必要な要員と作業項目について第3.1.1.3図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、48名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、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</p>	<p>・要員体制が異なるが、整備した体制で対応可能な点は、泊も女川も同様</p> <p>・評価事故シーケンス以外の事故シーケンスに対しても対応可能な点も同様</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊はSBOを想定しており、SBOの対応手順については「7.1.2全交流動力電源喪失」に飛ばしている</p> <p>PWRとBWRの相違</p> <p>・以降の手順はPWRとBWRで異なるため大飯と比較する</p> <p>・なお、事象発生、ECCS等の機能喪失、炉心損傷を判断後、代替CVスプレイ(女川は炉心注水)を実施し、長期的にはCV冷却を実施する点は、泊も女川も同様</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>b. ECCS 等機能喪失確認 ECCS 等の安全機能の喪失を確認する。</p>	<p>常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エ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 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</p>	<p>常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに送水車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エ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</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は他のSBO事象と同様に非常用直流母線への給電確認を明確化している</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設計値の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>ECCS 等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量である。</p>	<p>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</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し、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</p> <p>炉心出口温度指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。</p> <p>格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p> <p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナリス水素濃度計測ユニットの準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及</p>	<p>合計が 125m³/h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</p> <p>補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認</p> <p>1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</p> <p>高圧注入系及び低圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p> <p>h. 可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備</p> <p>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備を開</p>	<p>【大飯】 設計の相違 ・イグナイタの起動は、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号は手動起動としている</p> <p>【大飯】 手順の相違 ・泊3号はCV内水素濃度計測ユニットと同時にアナリス水素濃度計測ユニットを準備す</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>c. 炉心損傷確認</p> <p>大破断LOCA時にECCS等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサプレッションチェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)及び格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)である。</p> <p>(添付資料 3.1.3.1)</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内のpH調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境への有機よう素の放出量を低減させることができる。</p> <p>なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p>	<p>び可搬型アン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ン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 1×10^5 mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.1)</p> <p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度(広域-高温側)等である。</p> <p>j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認</p> <p>格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。</p> <p>(設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設) 補足説明資料</p>	<p>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 1×10^5 mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</p> <p>炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。</p> <p>(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。</p> <p>(設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設) 補足説明資料</p>	<p>手順としている</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>d. 水素濃度監視 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム 水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。 格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) である。</p> <p>e. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) の準備を開始する。</p> <p>f. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水</p>	<p>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。 (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ベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。 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</p>	<p>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。 (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 (窒素ポンベ接続) の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による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。 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</p>	<p>【大飯】 手順の相違 ・泊3号は CV 内水素濃度計測ユニットと同時にアニュ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>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、残留熱除去系 A 系配管を用いた低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）等である。</p> <p>なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及びドライウエル温度である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位レベル 0 まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施し、その後、崩壊熱除去に必要な注水量で原子炉注水を維持する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.2)</p>	<p>損傷後の溶融炉心・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溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型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 style="text-align: center;">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 style="text-align: right;">(添付資料 7.1.2.3, 7.2.1.1.3, 7.2.4.1)</p>	<p>損傷後の溶融炉心・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溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%から71%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切替信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切替を確認し、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替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 style="text-align: right;">(添付資料 2.2.7, 3.1.1.3, 3.4.1)</p>	<p>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯】 設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯は燃料取替用水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>【大飯】 設計の相違 ・再循環切替は大飯は自動だが、泊3号は手動切替</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>g. 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱に失敗した場合に、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を残留熱除去系 A 系配管から残留熱除去系 B 系配管に切り替える。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）であり、格納容器除熱を確認す</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）及びダンパの自動開操作を行い、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子炉補機冷却水系統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>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子炉補機冷却水系統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>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>るために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウェル圧力、サブプレッションプール水温度等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。</p>			

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達並びにスプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p>	<p>7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>PDS の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、破断規模が大きく、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>この PDS には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断 LOCA を起因とした「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p>	<p>3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断 LOCA を起因とした「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p>	<p>PWR と BWR の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価事故シーケンスの選定方法は泊と女川で異なるため、以降、大飯と比較する <p>【大飯】 設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯は燃料取替用水ポンプと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊3号は燃料取替用水ポンプ

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 ・燃料棒表面熱伝達 ・燃料被覆管酸化 ・燃料被覆管変形 ・沸騰・ボイド率変化 ・気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・炉心損傷後の原子炉容器における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 ・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 	<p>さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 ・燃料棒表面熱伝達 ・燃料被覆管酸化 ・燃料被覆管変形 ・沸騰・ボイド率変化 ・気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融 ・炉心損傷後の原子炉容器における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 ・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 	<p>トを水源とする代替格納容器スプレイングを使用し、燃料取替用水レベルが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイングを継続する</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>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、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象</p>	<p>ティ水の伝熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>なお、MAAP は、大破断 LOCA 事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シ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>(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.1.1.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象</p>	<p>ティ水の伝熱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>なお、MAAP は、大破断 LOCA 事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 2.7.3, 3.1.1.4, 3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シ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>(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めた主要な解析条件を第 3.1.1.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違</p> <p>PWR と BWR の相違 ・有効性評価の条件は評価事故シーケンスが異なること、PWR と BWR で設備構成が異なることから、以降、大飯と比較する</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環配管(出口ノズル)とする。</p> <p>(添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、ドライウェル圧力高信号によるものとする。</p> <p>(b) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、原子炉水位低(レベル2)到達時に停止するものとする。</p> <p>(c) 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水 最大 130m³/h にて原子炉注水し、原子炉水位がジェットポンプ上端(以下「原子炉水位</p>	<p>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管(約 0.74m (29インチ))の完全両端破断とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 「(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 1台が自動起動し、解析上は事象発生後の 60 秒後に 3基の蒸気発生器に合計 80m³/h の流量で注水するものとする。</p> <p>(b) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくする</p>	<p>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材管(約 0.74m (29インチ))の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 「3.1.1.2(2) a. (b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) タービン動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 1台が自動起動し、事象発生後の 60 秒後に 4基の蒸気発生器に合計 200m³/h の流量で注水するものとする。</p> <p>(b) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくする</p>	<p>【大飯】 設計の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>L0] という。)まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量(最大 35m³/h)で注水する。</p> <p>(添付資料 3.1.2.3)</p> <p>(d) 代替循環冷却系による格納容器除熱 代替循環冷却系の循環流量は、全体で150m³/hとし、原子炉注水へ50m³/h、格納容器スプレイへ100m³/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>(e) 原子炉補機代替冷却水系 代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき14.7MW(サブプレッションプール水温150℃、海水温度26℃において)とする。</p> <p>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) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、事象発生25分後から開始する。 なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。</p> <p>(b) 原子炉補機代替冷却水系の運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生24時間後</p>	<p>ために最小保有水量とする。</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>(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 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 原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが、原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生の</p>	<p>ために最低保有水量とする。</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>(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 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 原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にて考慮する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生の24時間後に停止するものとする。</p> <p>(b) 大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な時間、操作等の時間を考慮して、事象発生の24時間後に</p>	<p>【大飯】 設計の相違 設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯は燃料取替用水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>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出※1 されるものとする。</p> <p>※1 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は 10)を考慮する。</p> <p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の</p>	<p>24 時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、ウラン炉心にて定格出力の 102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.7)</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して 75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記 c. 項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAP による解析結果に比べて、Cs-137 の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.8)</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.9, 7.2.1.1.10)</p> <p>d. 時間経過とともに Cs-137 の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は 7 日間とする。なお、事故後 7 日以降の影響についても確認する。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAP の解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の 0.16%/d とする。なお、事故後 7 日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/d とする。</p>	<p>開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の 102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、ウラン燃料を 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。</p> <p>(添付資料 3.1.1.7)</p> <p>b. 原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して 75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記 c. 項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAP による解析結果に比べて、Cs-137 の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。</p> <p>(添付資料 3.1.1.8)</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。</p> <p>(添付資料 3.1.1.9, 3.1.1.10)</p> <p>d. 時間経過とともに Cs-137 の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は 7 日間とする。なお、事故後 7 日以降の影響についても確認する。</p> <p>e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAP の解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の 0.16%/d とする。なお、事故後 7 日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.125%/d とする。</p>	<p>【大飯】 漏えい率の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。 (添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.8)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉水位(シュラウド内外水位)、注水流量及び原子炉圧力容器内保有水量の推移を第 3.1.2.5 図から第 3.1.2.7 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.2.8 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温の推移を第 3.1.2.9 図から第 3.1.2.12 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>大破断 LOCA 時に ECCS 等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発</p>	<p>(添付資料 7.2.1.1.11)</p> <p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として 99%とする。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.12)</p> <p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上 78 分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた Cs-137 はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展を第 7.2.1.1.4 図に、1 次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の 1 次系パラメータの推移を第 7.2.1.1.5 図から第 7.2.1.1.7 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.2.1.1.8 図から第 7.2.1.1.12 図に示す。</p> <p>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</p>	<p>(添付資料 3.1.1.11)</p> <p>f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものとする。</p> <p>g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として 99%とする。</p> <p>(添付資料 3.1.1.12)</p> <p>h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上 62 分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた Cs-137 はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展を第 3.1.1.4 図及び第 3.1.1.5 図に、1 次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 3.1.1.6 図から第 3.1.1.8 図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第 3.1.1.9 図から第 3.1.1.13 図に示す。</p> <p>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</p>	<p>・MAAP 解析結果による CV 圧力の相違</p> <p>【大飯】 想定時間の相違</p> <p>PWR と BWR の相違 ・有効性評価の結果は評価事故シーケンスが異なること、PWR と BWR で設備構成が異なることから、以降、大飯と比較する</p> <p>【大飯】 記載内容の相違 ・大飯は事象進展の図が 2 つに分かれているが、泊は 1 つにまとめている</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K(約727℃)に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約30分後に燃料温度は約2,500K(約2,227℃)に到達する。事象発生から25分後、常設代替交流電源設備より交流電源の供給をした復水移送ポンプ1台を用いた低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水を開始することによって、原子炉压力容器破損に至ることなく、原子炉水位L0以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</p> <p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は上昇する。</p> <p>事象発生から24時間経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉压力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</p> <p>(添付資料 3.1.2.4)</p>	<p>界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次系保有水量が減少し、事象発生の約19分後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約49分後に運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉压力容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生の約2.8時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる</p> <p>(添付資料7.2.1.1.13)</p> <p>また、事象発生の24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生の約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約49時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.14)</p>	<p>値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失することから1次冷却系保有水量が低下し、事象発生の約21分後に炉心溶融に至る。</p> <p>(添付資料3.1.1.5)</p> <p>さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約51分後に運転員による恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>その後、事象発生の約1.4時間後に原子炉压力容器破損に至り、約2.5時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。</p> <p>(添付資料3.1.1.13)</p> <p>また、事象発生の24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生の約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約26時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料3.1.1.14)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違 記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>解析結果の相違</p>
<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第3.1.2.9図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.1.1.8図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約45時間後に最高値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.1.1.9図に示すとおり、事象発生の約14時間後に最高値約0.43MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])を下回る。</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>値は約 0.536MPa[gage]となり、格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage]を超えない。</p> <p>なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 24 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 1%以下^{*2}であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※2 格納容器圧力が最大値の約 0.536MPa[gage]を示す事象発生から約 24 時間後の格納容器内の非凝縮性ガス(水素、酸素及び窒素)の物質量は約 $6 \times 10^5 \text{mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約 $5 \times 10^3 \text{mol}$ 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッションチェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッションチェンバでの分圧は 0.01MPa[abs]未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.2.10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇し、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 178℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p>第 3.1.2.5 図に示すとおり、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2.9 図及び第 3.1.2.10 図に示すとおり、24 時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安</p>	<p>(0.566MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第 7.2.1.1.9 図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生の約 49 時間後に最高値約 137℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回る。</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気温度は第 3.1.1.10 図に示すとおり、事象発生の約 26 時間後に最高値約 143℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回る。</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、原子炉格納容器フィルタベント系を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p>(添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6, 3.1.3.2)</p> <p>なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。</p> <p>原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 $9.9 \times 10^{-1} \text{TBq}$ (7日間) となり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約1.0TBq (30日間) 及び約1.0TBq (100日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p>(添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.8)</p>	<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.13図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.14図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生後の30日後(約5.5TBq)及び100日後(約5.5TBq)においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p>	<p>本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質質量が多くなるが、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第3.1.1.14図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.2TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第3.1.1.15図に示す。</p> <p>事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生後の30日後(約5.7TBq)及び100日後(約5.7TBq)においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>(添付資料 7.2.1.1.15)</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.2.1.1.5 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約 1.6 時間後における 1 次冷却材圧力は約 0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減される。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(6)に示す評価項目については、格納容器スプレ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 7.2.1.1.12 図に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs]に対して約 0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の 75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、原子炉格納容器内水素処理装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約 2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.566MPa[gage]) 及び 200℃を下回る。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.16)</p> <p>第 7.2.1.1.8 図及び第 7.2.1.1.9 図に示すと</p>	<p>(添付資料 3.1.1.15)</p> <p>1次冷却材圧力は第 3.1.1.6 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約 1.4 時間後における 1 次冷却材圧力は約 0.21MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレ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 3.1.1.13 図に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs]に対して約 0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の 75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約 2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.78MPa[gage]) 及び 200℃を下回る。</p> <p>(添付資料 3.1.1.16)</p> <p>第 3.1.1.9 図及び第 3.1.1.10 図に示すと</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違</p> <p>設計の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>おり、原子炉格納容器圧力は事象発生約 45 時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約 49 時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.17)</p>	<p>おり、原子炉格納容器圧力は事象発生約 14 時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約 26 時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.1.1.17)</p>	<p>解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」(代替循環冷却系を使用する場合)では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>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</p>	<p>7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心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及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作並びにアニュラス空気浄化設備の起動操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>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</p>	<p>3.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>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</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では操作条件の不確かさとして要員の配置による他の操作に与える影響を評価している <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は評価事故シーケンスの特徴を記載しており、女川はCV破損モードの特徴を記載している <p>対策設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重大事故等対策の相違による不確かさの影響を確認する運転員等操作が異なる

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム水反応速度の係数についての感度解析)では、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精微である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十</p>	<p>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達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</p>	<p>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達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</p>	<p>記載方針の相違 ・泊と女川では運転員等操作が異なるため記載内容が異なるが、どちらも運転員等操作時間に与える影響が小さい(影響がない)ことは同様</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、重要現象の不確かさを確認し、運転員</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さい。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点として</p>	<p>数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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>十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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>等操作時間に与える影響を考察している点は、泊も女川も同様</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、重要現象の不確かさを確認し、運転員等操作時間に与える影響を考察している点は、泊も女川も同様</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>いる運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCove 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内FP挙動を操作開始の起点としている運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>(添付資料 3.1.2.9)</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、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</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、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</p>	<p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精微である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定さ</p>	<p>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30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、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>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30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、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>差異の説明</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、重要現象の不確かさを確認し、評価項目となるパラメータに与える影響を考察している点は、泊も女川も同様</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、重要現象の不確かさを確認し、評価項目となるパラメータに与える影響を考察している点は、泊も女川も同様</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>れる。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>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>記載表現の相違 ・記載は異なるが、重要現象の不確かさを確認し、評価項目となるパラメータに与える影響を考察している点は、泊も女川も同様</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(添付資料 3.1.2.9)</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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。第7.2.1.1.15図及び第7.2.1.1.16図に示すとおり、約18cmのコ</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>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約17cmのコンクリート侵食による非凝縮</p>	<p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p> <p>重要現象の相違 ・泊と女川ではプラント型式等の違いにより重要現象が異なる</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響</p>	<p>ンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生と、これに伴う反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャピティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.1.2表に示すとおりであり、そ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</p>	<p>性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャピティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第3.1.1.16図及び第3.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.18)</p> <p>Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.1.2表に示すとおりであり、そ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</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は過圧破損にてCs-137放出量評価を実施している ・女川は代替循環冷却系を使用できない場合にてCs-137放出量評価を実施している

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心溶融開始が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラ</p>	<p>響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約51分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパ</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は具体的な項目名を記載している <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は代替 CV スプレイの開始が遅くなるが、女川は影響を受ける操作はない <p>解析条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は主要な解析条件に原子炉水位、炉心流量等を挙げている <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊も女川も起因事象は大 LOCA だが大 LOCA よりも破断口径が大きな LOCA とした場合の影響を考察している ・運転員等操作時間

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>機器条件の低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 3.1.2.9, 3.1.2.10)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩</p>	<p>メータに与える影響は小さいことを「(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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</p>	<p>ラメータに与える影響は小さいことを「3.1.1.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 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</p>	<p>に与える影響がない点では、泊と女川は同様</p> <p>機器条件の相違</p> <p>記載内容の相違 ・記載内容は異なるが、CV 除熱手段について考察している点は、泊も女川も同様</p> <p>記載内容の相違 ・記載内容は異なるが、炉心崩壊熱を最確値とした場合の考察を行っている点は、泊も女川も同様</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は代替循環冷却系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブレーションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 3.1.2.13 図及び第 3.1.2.14 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.854MPa [gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性</p>	<p>炉格納容器の圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれのケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約 49 分後とした。その結果、第 7.2.1.1.17 図から第 7.2.1.1.22 図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.19)</p>	<p>子炉格納容器の圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は基本ケースである大破断 LOCA 時と同様に事象発生約 51 分後とした。その結果、第 3.1.1.18 図から第 3.1.1.23 図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p>	<p>差異の説明</p> <p>解析条件の相違 ・女川は主要な解析条件に原子炉水位、炉心流量等を挙げている</p> <p>記載内容の相違 ・泊も女川も起因事象は大 LOCA だが大 LOCA よりも破断口径が大きな LOCA とした場合の影響を考察している ・運転員等操作時間に与える影響がない点では、泊と女川は同様</p> <p>機器条件の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(設計値)の保守性) , 原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料 3.1.2.9, 3.1.2.10)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員</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7.2.1.1.23図及び第7.2.1.1.24図に示す。その結果、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。 (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ため、水素濃度を考慮した場合の感度解析結果を第7.2.1.1.25図及び第7.2.1.1.26図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 (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</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3.1.1.24図及び第3.1.1.25図に示す。その結果、事象発生の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第3.1.1.26図及び第3.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 (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</p>	<p>記載内容の相違 ・記載内容は異なるが、CV除熱手段について考察している点は、泊も女川も同様</p> <p>記載方針の相違 ・泊はCV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特性が低下するため考察を加えている</p> <p>記載表現の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、解析上の注水開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生10時間後に作業を開始し、作業時間に14時間を想定することで、合計24時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循</p>	<p>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</p> <p>代替格納容器スプレイの開始操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置によ</p>	<p>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</p> <p>代替格納容器スプレイの開始操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による</p>	<p>記載内容の相違 運転員等操作の相違</p> <p>運転員等操作の相違</p> <p>運転員等操作の相違 ・記載内容は異なるが、CV除熱手段について考察してい</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>環冷却系の運転は事象発生 24 時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。</p>	<p>る他の操作に与える影響はない。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心熔融開始を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、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</p>	<p>他の操作に与える影響はない。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さ</p>	<p>る点は、泊も女川も同様</p> <p>運転員等操作の相違</p> <p>運転員等操作の相違</p> <p>運転員等操作の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>り小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生後の約4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となる</p>	<p>くなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレイ操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生後の約9.1時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパ</p>	<p>運転員等操作の相違</p> <p>運転員等操作の相違</p> <p>記載内容の相違 ・記載内容は異なるが、CV除熱手段について考察している点は、泊も女川も同様</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作については、第3.1.3.14図から第3.1.3.16図に示すとおり、事象発生から50分後(操作開始時間25分程度の遅れ)までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、原子炉圧力容器は破損せず、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作に</p>	<p>パラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アンユラス空気浄化設備の起動操作が早くなる場合、アンユラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.2.1.1.27図及び第7.2.1.1.28図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.21)</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生の24</p>	<p>パラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アンユラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、アンユラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約51分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第3.1.1.28図及び第3.1.1.29図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料3.1.1.21)</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は事象発生の24</p>	<p>運転員等操作の相違</p> <p>運転員等操作の相違</p> <p>運転員等操作の相違</p> <p>記載内容の相違 ・記載内容は異なる</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>については、原子炉補機代替冷却水系運転開始までの時間は、事象発生から24時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器代替スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器代替スプレイは、外部水源注水量限界(サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端0.4m(通常運転水位+約2m)到達時点でスプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約44時間あり、約20時間以上の余裕がある。また、格納容器圧力が限界圧力0.854MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象発生から約51時間あり、約27時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9, 3.1.3.8)</p> <p>(4) まとめ 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</p>	<p>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、17時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.22)</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作の解析上の開始時間は事象発生後の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4)有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.1TBqであり、10分~20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%~30%の増加にとどまることから、100TBqに対する余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ 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</p>	<p>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、事象発生後の24時間後から3時間以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.22)</p> <p>アニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作の解析上の開始時間は事象発生後の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「3.1.1.2(4)有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.2TBqであり、10分~20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%~30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、事象発生から80分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ 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</p>	<p>が、CV除熱手段について考察している点は、泊も女川も同様</p> <p>運転員等操作の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.23)</p>	<p>響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.1.1.23)</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>記載表現の相違 ・泊は具体的な操作及びその効果を記載している</p> <p>記載内容の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 30 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水は、7日間の対応を考慮すると、合計約 890m³ 必要となる。水源として、復水貯蔵タンクに約 1,192m³ の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サプレッションチェンバ内のプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続</p>	<p>7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、重大事故等対策に必要な初動の要員は、「7.2.1.1.1(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(格納容器過圧破損)」において必要な水源、燃料及び電源は「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる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、事象発生の約 49 分後から約 12.9 時間後までのスプレイ継続(140m³/h)が可能である。また、事象発生の 11.7 時間後より可搬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</p>	<p>3.1.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 48 名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 74 名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料(軽油)については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる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、事象発生の約 51 分後から約 15.1 時間後までのスプレイ継続が可能である。以降は、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに切り替え、その後、事象発生の 24 時間後からは大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニッ</p>	<p>差異の説明</p> <p>体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>水源の相違 ・泊は燃料取替用水ピットを取水源とするが、女川は復水貯蔵タンク及びサプレッションチェンバ内のプール水を取水源としている ・泊も女川も7日間</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約414klの軽油が必要となる。大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ(タイプ1)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32klの軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却水系については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約42klの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク(約755kl)及びガスタービン発電設備軽油タンク(約300kl)にて合計約1,055klの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車(緊急時対策所用)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17klの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク(約18kl)の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である(合計使用量約505kl)。</p>	<p>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、事象発生後の22.6時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約10.5klの軽油が必要となる。</p> <p>使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへ海水を補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、事象発生後の11.7時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.3klの軽油が必要となる。</p>	<p>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、事象発生後の6.5時間後から24時間後まで電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)が運転したと想定して、約2.2klの重油が必要となる。</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生後の14時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約47.7klの重油が必要となる。</p>	<p>の注水継続が可能 な点は同様</p> <p>燃料の相違 ・燃料の消費量や貯蔵量は異なるがDG、緊対所に関して評価し7日間の運転継続が可能なのは泊も女川も同様</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約4,615kW必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW未満となることから、必要負荷に対する電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車(緊急時対策所用)についても、必要負荷に対する電源供給が可能である。</p>	<p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約167.3kLの軽油が必要となるが「7.5.1(2)資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kL)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW(3,450kVA)にて供給可能である。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.24)</p>	<p>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への注水に用いる送水車については、3号炉、4号炉それぞれ事象発生の6.3時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5,709L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</p> <p>空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約372kW必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。</p> <p>(添付資料3.1.1.24)</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載は異なるが、代替非常用発電機の給電容量で重大事故等対策時に必要な負荷を賄えるでは、泊も女川も同様 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策所への電源共有に関してはSA61条で評価しており、有効性評価内で評価する方針としていないことから泊は記載していないが、女川同様必要な負荷に対して電源供給が可能

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.1.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段等を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することにより、格納容器除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉格納容器フィルタベント系を使用せず、事象を通じて格納容器の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持</p>	<p>7.2.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気圧力の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、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウ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</p>	<p>3.1.1.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、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次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気圧力の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、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウ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</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>重大事故等対策の相違</p> <p>評価事故シーケンスの相違 ・泊はCCW 機能喪失の重畳も考慮する</p> <p>重大事故等対策の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水、代替循環冷却系による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対して有効である。</p>	<p>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、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」、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」、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、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(格納容器過圧破損)」に対して有効である。</p>	<p>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、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」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、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「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に対して有効である。</p>	<p>記載方針の相違 ・泊では過圧破損以外の評価項目に対して、他の格納容器破損モードで確認した旨を記載</p> <p>記載表現の相違 ・要員について記載は異なるが、内容は同等</p> <p>重大事故等対策の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（4/5）</p> <table border="1" data-bbox="1080 285 1715 1745"> <thead> <tr> <th colspan="3">重大事故等対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>【加圧器速がし弁】</td> <td>【加圧器速がし弁操作用バッテリー】 【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】</td> <td>1次冷却材圧力（広域）</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ 燃料取扱替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】</td> <td>可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車</td> <td>燃料取扱替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイポンプ出口積草高量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口積草高量 原子炉下部キャビティ水位</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備</p>	重大事故等対応設備			常設設備	可搬設備	計装設備	【加圧器速がし弁】	【加圧器速がし弁操作用バッテリー】 【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】	1次冷却材圧力（広域）	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取扱替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取扱替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイポンプ出口積草高量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口積草高量 原子炉下部キャビティ水位	<p>第3.1.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（4/5）</p> <table border="1" data-bbox="1872 296 2522 1730"> <thead> <tr> <th colspan="3">重大事故等対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>【加圧器速がし弁】</td> <td>【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】 【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】</td> <td>1次冷却材圧力</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替格納容器スプレイポンプ 燃料取扱替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】</td> <td>可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車</td> <td>燃料取扱替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力（広域） AM用格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイポンプ出口積草高量 代替格納容器スプレイポンプ出口積草高量 原子炉下部キャビティ水位</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備</p>	重大事故等対応設備			常設設備	可搬設備	計装設備	【加圧器速がし弁】	【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】 【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】	1次冷却材圧力	可搬型代替格納容器スプレイポンプ 燃料取扱替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取扱替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力（広域） AM用格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイポンプ出口積草高量 代替格納容器スプレイポンプ出口積草高量 原子炉下部キャビティ水位	<p>設計方針の相違 ・手順や設備は異なるが、事象発生、ECCS等の機能喪失、炉心損傷を判断後、代替 CV スプレイ（女川は炉心注水）を実施し、長期的には CV 冷却を実施するという点では、泊も女川も同様</p>
重大事故等対応設備																											
常設設備	可搬設備	計装設備																									
【加圧器速がし弁】	【加圧器速がし弁操作用バッテリー】 【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】	1次冷却材圧力（広域）																									
代替格納容器スプレイポンプ 燃料取扱替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取扱替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイポンプ出口積草高量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口積草高量 原子炉下部キャビティ水位																									
重大事故等対応設備																											
常設設備	可搬設備	計装設備																									
【加圧器速がし弁】	【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】 【加圧器速がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ】	1次冷却材圧力																									
可搬型代替格納容器スプレイポンプ 燃料取扱替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油槽 【B-充てんポンプ（自己冷却）】	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取扱替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力（広域） AM用格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） B-格納容器スプレイポンプ出口積草高量 代替格納容器スプレイポンプ出口積草高量 原子炉下部キャビティ水位																									

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉

第3.1.1.2表 主要解析条件（零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））（1/2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
炉心熱出力	2,430kW	定格炉心熱出力として設定
炉心圧力	6.93MPa[gage]	定格炉心圧力として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量として設定
炉心水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+133cm）	通常運転時の炉心水位として設定
燃料	U ²³⁵ 燃料(A型)	-
炉心が停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 30GR/t)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮し、条件を設定
格納容器容積（ドライウェル）	7,950m ³	格納容器の設計値として設定
格納容器容積（サブプレッションチャンバ）	空筒部：5,100m ³ 液相部：2,850m ³	格納容器の設計値として設定
サブプレッションプール水位	3.56m（通常運転水位）	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
格納容器温度（ドライウェル）	57℃	通常運転時の格納容器温度（ドライウェル）として設定
格納容器温度（サブプレッションチャンバ）	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水位の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
真空破壊装置	1.4kPa (ドライウェル-サブプレッションチャンバ間部)	真空破壊装置の設計値として設定
外気水露の温度	30℃	淡水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
起因事象	大破断LOCA 再循環配管（出口ノズル）の破断	炉心圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積り、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、炉心冷却材圧力バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管（出口ノズル）における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧炉心スプレィ系及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧炉心スプレィ系並びに低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレィ系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、フロント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を想定することから、再循環ポンプが喪失するものとして設定。ただし、再循環ポンプは、炉心水位低（レベル2）到達時に停止するものとする
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

第7.2.1.1.2表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレィ注入機能が喪失する事故）（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% (2,452MWt) × 1.02	詳細結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、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]	詳細結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと炉心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℃	詳細結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと炉心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型燃料集合体を対象とした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崩壊熱の値を考慮している。
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めの値として設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さめの値	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。

泊発電所3号炉

大阪発電所3/4号炉

第3.1.1.2表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレィ注入機能が喪失する事故）（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) × 1.02	詳細結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、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]	詳細結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと炉心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℃	詳細結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと炉心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)	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。
高圧注水器2次相保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器自由体積	72,000m ³	詳細結果を厳しくするよう、炉心冷却の観点から格納容器の設計値に余裕を考慮した小さめの値を設定。炉心冷却の観点から格納容器の設計値に余裕を考慮した小さめの値を設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	詳細結果を厳しくするよう、炉心冷却の観点から格納容器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、炉心冷却の観点から格納容器の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

解析条件の相違
 ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
格納容器の過圧・過温による静的負荷	原子炉システム信号	ドワイユール圧力高（遅れ時間：1.05秒）	事象発生と同時にスクラムせず、ドワイユール圧力高でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するための設定
	再循環ポンプ	原子炉水位（レベル2）到達時に停止	原子炉再循環系のインターロックとして設定
	低圧代替注水系（常設） （復水移送ポンプ）	事象初期の原子炉注水実施時：最大130m ³ /h 原子炉水位LO到達時：蒸発器による蒸発を補う注水量（最大35m ³ /h）に制限	設計値に注入配管の流動圧を考慮した値として設定 （復水移送ポンプ1台による注水特性）
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉注水へ50m ³ /h、格納容器スプレィへ100m ³ /hにて流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定
原子炉補機代替注水系	代替循環冷却系から原子炉補機代替注水系への伝熱容量：14.7MW（中プレッションプール水温150℃、海水温度25℃における）	原子炉補機代替注水系の設計値として設定	
原子炉系統	事故発生25分後	事故発生25分後	事故発生25分後
	事故発生24時間後	事故発生24時間後	事故発生24時間後
	事故発生24時間後	事故発生24時間後	事故発生24時間後

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約0.74m（29インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレィ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ開始までの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条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレィ注入機能を喪失を設定。 代替格納容器スプレィ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外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
	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、水素発生による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3.1.1.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能が喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約0.74m（29インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレィ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早め、低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレィ開始までの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条件として、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレィ注入機能を喪失を設定。 代替格納容器スプレィ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外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
	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、水素発生による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。

差異の説明

解析条件の相違
 ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様

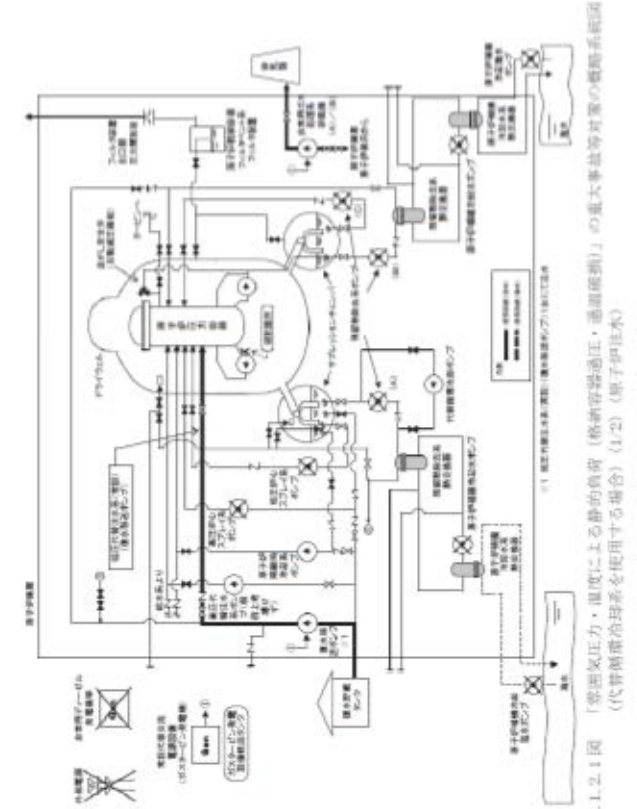
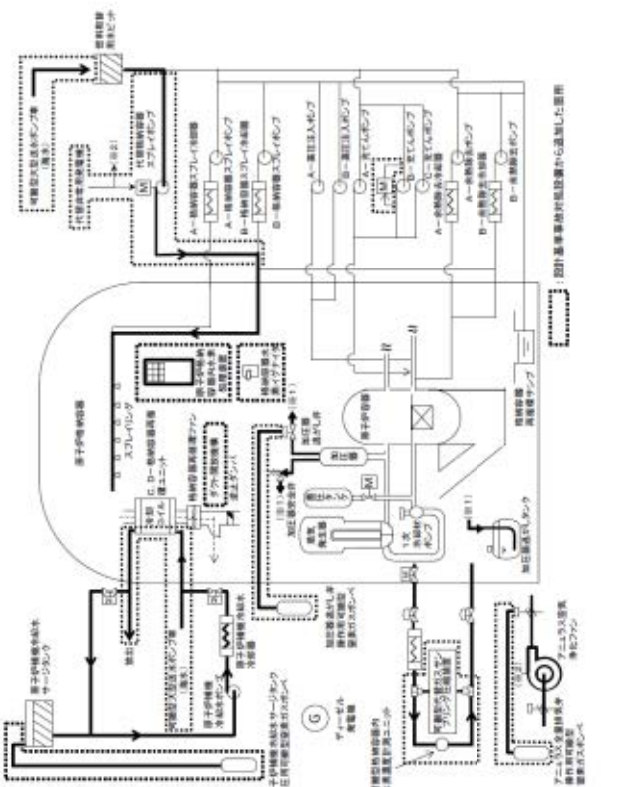
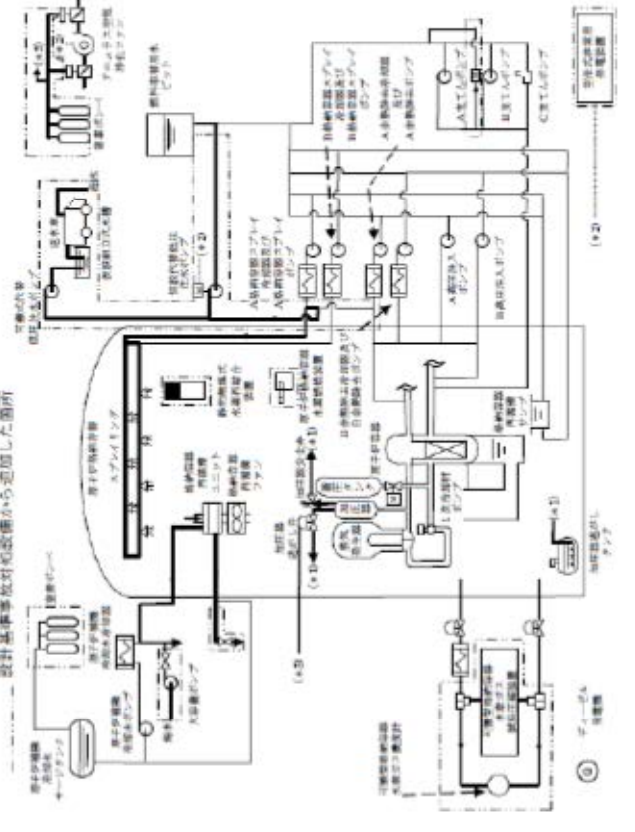
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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7.2.1.1.2表 「突開気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（3/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>1 次冷卻材ポンプ電源電圧低下 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)</td> <td>トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>タービン動補給水ポンプ</td> <td>事象発生60秒後に注水開始</td> <td>タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定常運転開始時間之余裕を考慮して設定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>80m²/h (蒸気発生器3基合計)</td> <td>タービン動補給水ポンプの設計値115m²/hから、ミニフロー流量35m²/hを引いた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>4.04MPa(gage) (最低保持圧力)</td> <td>炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量</td> <td>29.0m² (1基当たり) (最小保有水量)</td> <td>炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最小保有水量を設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>140m²/h</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>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ー</td> <td>2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約165℃、 約3.6MW～約6.5MW)</td> <td>組ファイルがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>効果を期待せず</td> <td>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ーの効果については期待しない。</td> </tr> <tr> <td>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停止</td> <td>炉心溶融開始の30分後</td> <td>運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプについては期待しない。運転員等の操作時間として、格納容器再循環ユニットの時間を考慮して30分を想定して設定。</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>事象発生後の24時間後</td> <td>格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>事象発生後の24時間後</td> <td>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開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ信号	1 次冷卻材ポンプ電源電圧低下 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	タービン動補給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定常運転開始時間之余裕を考慮して設定。	蓄圧タンク保持圧力	80m ² /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補給水ポンプの設計値115m ² /hから、ミニフロー流量35m ² /hを引いた値により設定。	蓄圧タンク保有水量	4.04MPa(gage) (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	29.0m ² (1基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最小保有水量を設定。	格納容器再循環ユニット	140m ² /h	設計上期待できる値として設定。	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ー	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約165℃、 約3.6MW～約6.5MW)	組ファイルがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	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	効果を期待せず	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ーの効果については期待しない。	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプについては期待しない。運転員等の操作時間として、格納容器再循環ユニットの時間を考慮して30分を想定して設定。	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	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。		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の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。	<p>第3.1.1.2表 「突開気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（3/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1 次冷卻材ポンプ回転数低下 (定格回転数の93.6%) (応答時間0.6秒)</td> <td>トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。</td> </tr> <tr> <td>タービン動補給水ポンプ</td> <td>事象発生後の60秒後に注水開始</td> <td>タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定常運転開始時間に余裕を考慮して設定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>200m²/h (蒸気発生器4基合計)</td> <td>タービン動補給水ポンプの設計値350m²/hから、ミニフロー流量50m²/hを除いた値により設定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>4.01MPa(gage) (最低保持圧力)</td> <td>炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ流量</td> <td>26.9m² (1基当たり) (最低保有水量)</td> <td>炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>130m²/h</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>静的熱源式水素再結合装置及び格納容器水素処理装置</td> <td>2基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約165℃、 約4.1MW～約11.2MW</td> <td>設計値より小さい値を設定。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの開始</td> <td>効果を期待せず</td> <td>原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的熱源式水素再結合装置及び格納容器水素処理装置の効果については期待しない。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの停止</td> <td>炉心溶融開始の30分後</td> <td>運転員等操作時間を考慮して設定。</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>事象発生後の24時間後</td> <td>格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>事象発生後の24時間後</td> <td>運転員等操作時間を考慮して設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ	1 次冷卻材ポンプ回転数低下 (定格回転数の93.6%) (応答時間0.6秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	タービン動補給水ポンプ	事象発生後の60秒後に注水開始	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定常運転開始時間に余裕を考慮して設定。	蓄圧タンク保持圧力	200m ² /h (蒸気発生器4基合計)	タービン動補給水ポンプの設計値350m ² /hから、ミニフロー流量50m ² /hを除いた値により設定。	蓄圧タンク保有水量	4.01MPa(gage) (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ流量	26.9m ² (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。	格納容器再循環ユニット	130m ² /h	設計上期待できる値として設定。	静的熱源式水素再結合装置及び格納容器水素処理装置	2基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約165℃、 約4.1MW～約11.2MW	設計値より小さい値を設定。	代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの開始	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的熱源式水素再結合装置及び格納容器水素処理装置の効果については期待しない。	代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの停止	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。	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	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。		事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。	<p>解析条件の相違 ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																									
原子炉トリップ信号	1 次冷卻材ポンプ電源電圧低下 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。																																																																									
タービン動補給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定常運転開始時間之余裕を考慮して設定。																																																																									
蓄圧タンク保持圧力	80m ² /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補給水ポンプの設計値115m ² /hから、ミニフロー流量35m ² /hを引いた値により設定。																																																																									
蓄圧タンク保有水量	4.04MPa(gage) (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。																																																																									
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	29.0m ² (1基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最小保有水量を設定。																																																																									
格納容器再循環ユニット	140m ² /h	設計上期待できる値として設定。																																																																									
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ー	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約165℃、 約3.6MW～約6.5MW)	組ファイルがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。																																																																									
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	効果を期待せず	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ーの効果については期待しない。																																																																									
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプについては期待しない。運転員等の操作時間として、格納容器再循環ユニットの時間を考慮して30分を想定して設定。																																																																									
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	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。																																																																									
	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の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。																																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																									
原子炉トリップ	1 次冷卻材ポンプ回転数低下 (定格回転数の93.6%) (応答時間0.6秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。																																																																									
タービン動補給水ポンプ	事象発生後の60秒後に注水開始	タービン動補給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定常運転開始時間に余裕を考慮して設定。																																																																									
蓄圧タンク保持圧力	200m ² /h (蒸気発生器4基合計)	タービン動補給水ポンプの設計値350m ² /hから、ミニフロー流量50m ² /hを除いた値により設定。																																																																									
蓄圧タンク保有水量	4.01MPa(gage) (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。																																																																									
代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ流量	26.9m ² (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。																																																																									
格納容器再循環ユニット	130m ² /h	設計上期待できる値として設定。																																																																									
静的熱源式水素再結合装置及び格納容器水素処理装置	2基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約165℃、 約4.1MW～約11.2MW	設計値より小さい値を設定。																																																																									
代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの開始	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的熱源式水素再結合装置及び格納容器水素処理装置の効果については期待しない。																																																																									
代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイの停止	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。																																																																									
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	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。																																																																									
	事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。																																																																									

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

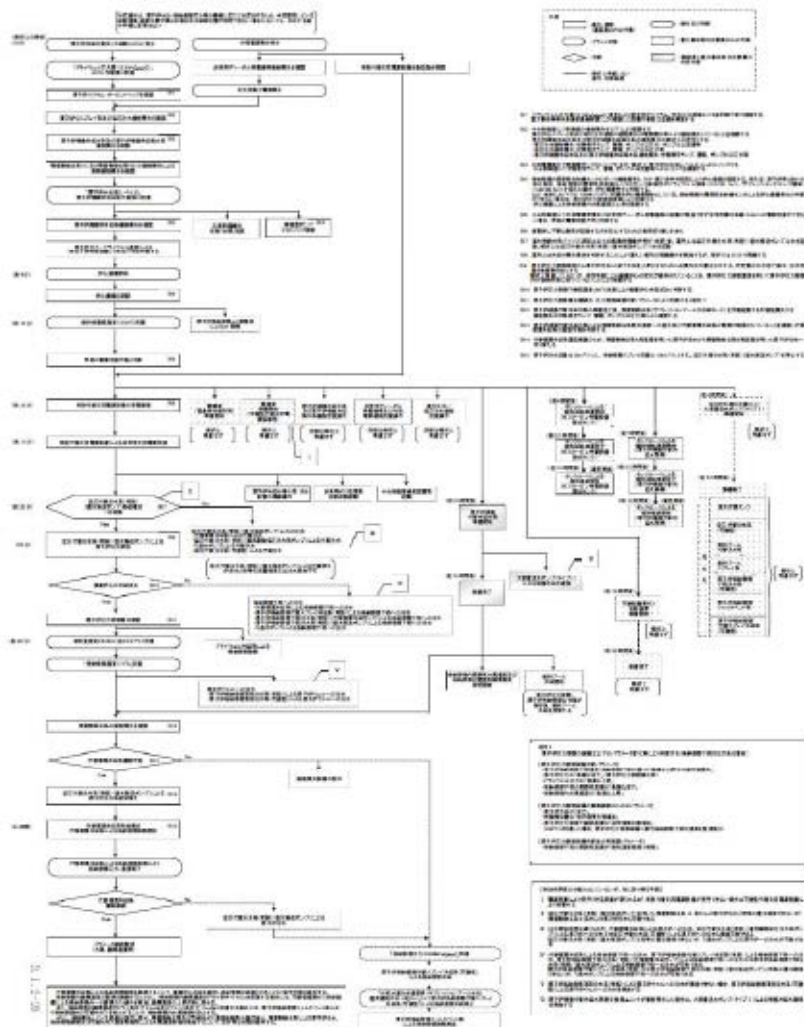
7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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3.1.2.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (1.2) (原子炉注水)</p> <p>第3.1.2.2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (1.2) (原子炉注水及び格納容器過圧)</p>	 <p>第7.2.1.1.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第3.1.1.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図</p>	<p>重大事故等対策の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備は異なるが、代替 CV スプレイ（女川は炉心注水）を実施し、長期的には CV 冷却を実施するという点では、泊も女川も同様

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

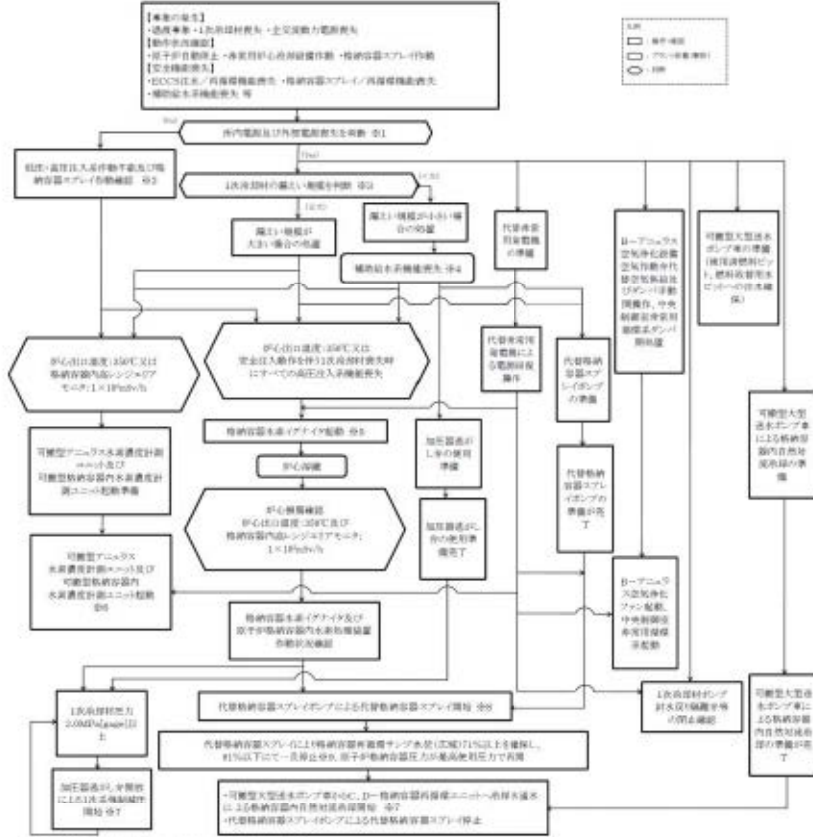
7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉



第 3.1.1.2.1 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）」時の対応手順の概要
 （代替冷却設備を使用する場合）

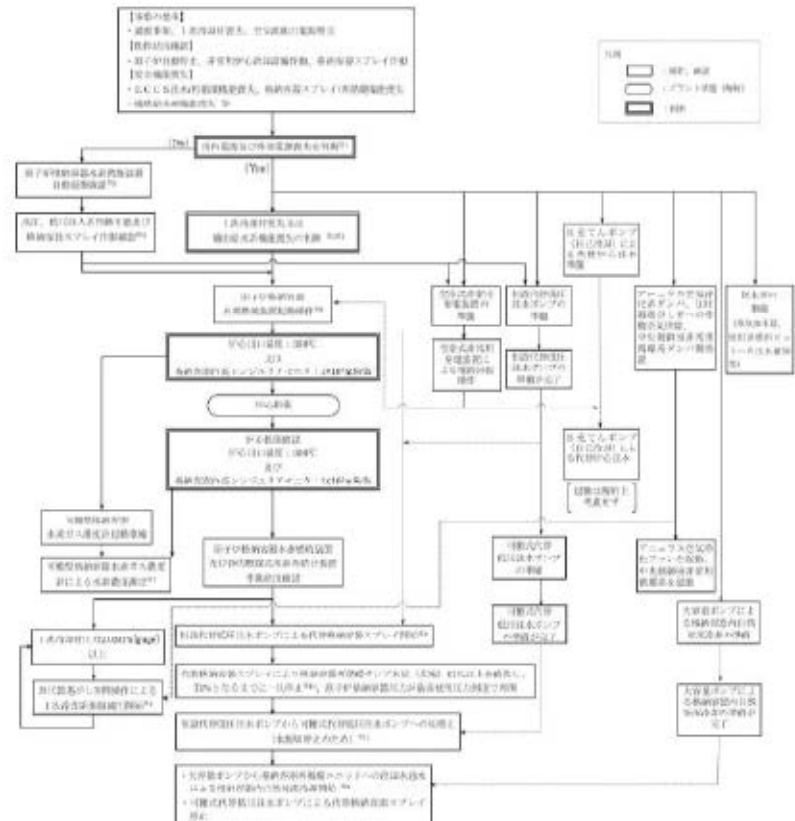
泊発電所3号炉



① 1~2 MPa までの単発的過圧及び慢性的過圧の発生が認められた場合
 ② 本表の緊急事態においては格納容器スプレッド作動を考慮する
 ③ 高圧（高圧）～低圧（低圧）の範囲に達した場合
 ④ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑤ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑥ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑦ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑧ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合

第 7.2.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要

大飯発電所3/4号炉



① 1 MPa までの単発的過圧及び慢性的過圧の発生が認められた場合
 ② 本表の緊急事態においては格納容器スプレッド作動を考慮する
 ③ 高圧（高圧）～低圧（低圧）の範囲に達した場合
 ④ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑤ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑥ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑦ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合
 ⑧ 格納容器スプレッド作動による格納容器内圧力低下が認められた場合

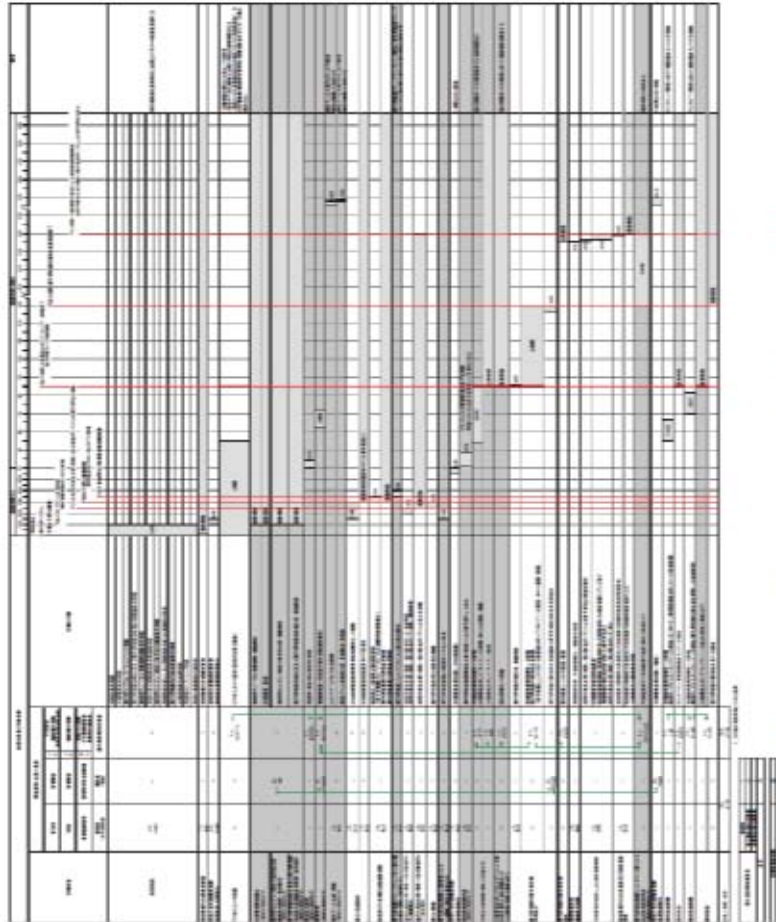
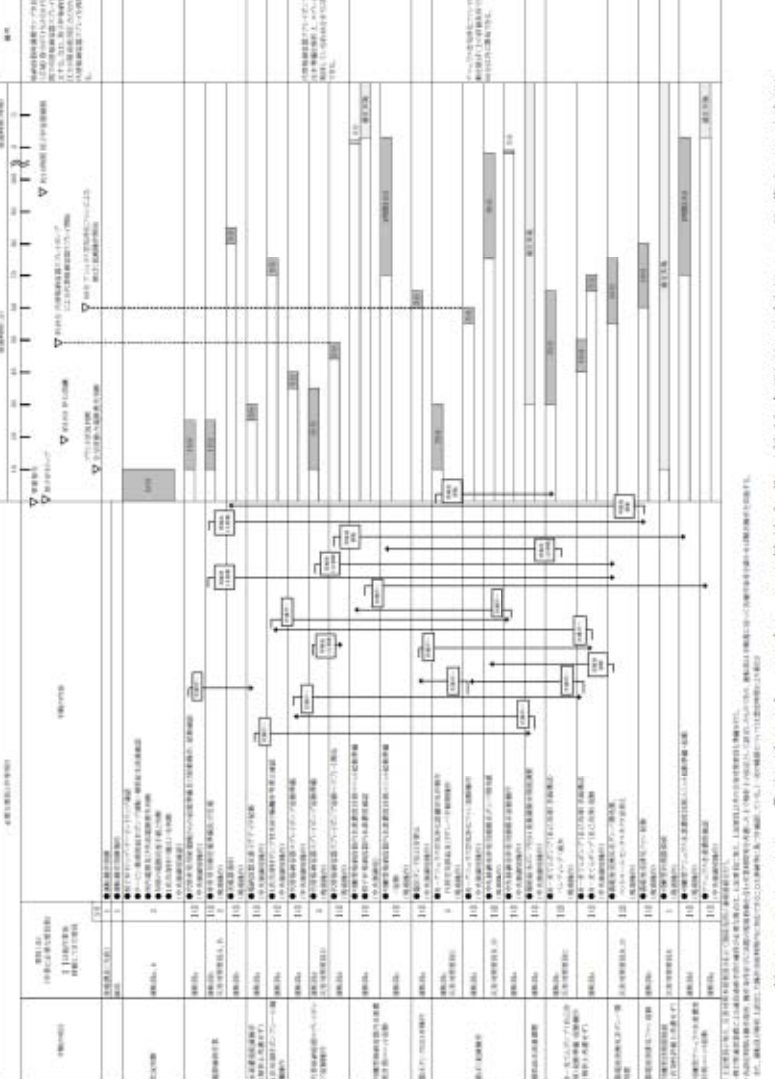
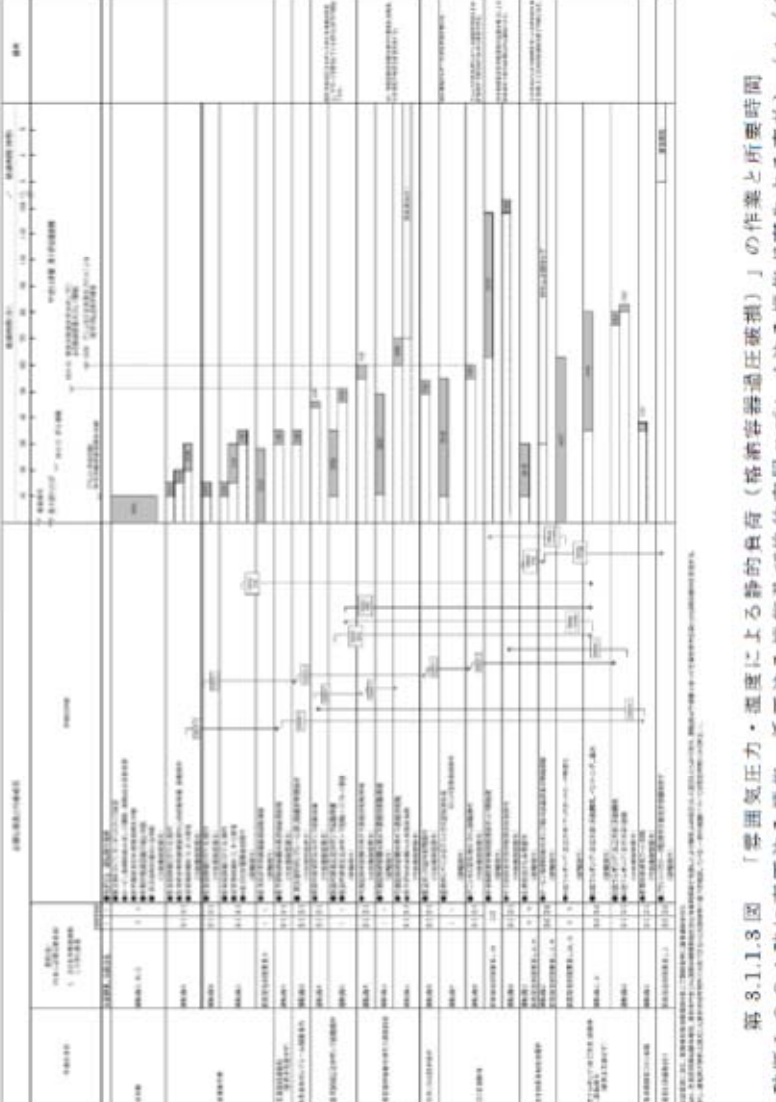
第 3.1.1.2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要

差異の説明

対応手順の相違
 ・詳細な対応手順は異なるが、事象発生、ECCS等の機能喪失、炉心損傷を判断後、代替CVスプレッド（女川は炉心注水）を実施し、長期的にはCV冷却を実施するという点では、泊も女川も同様

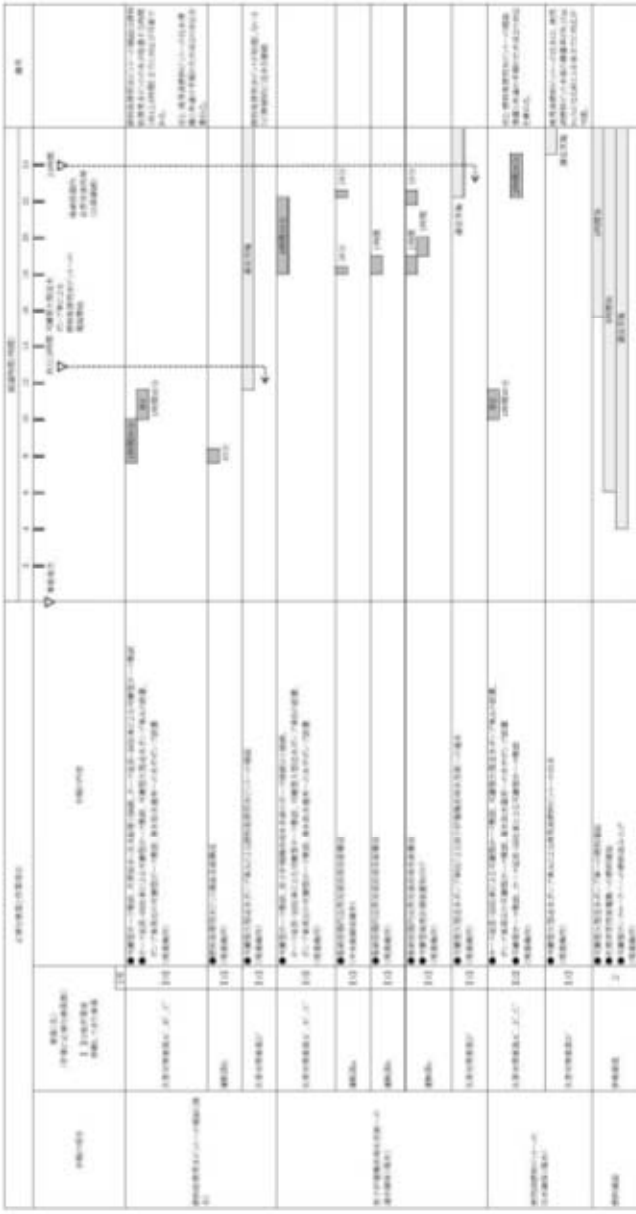
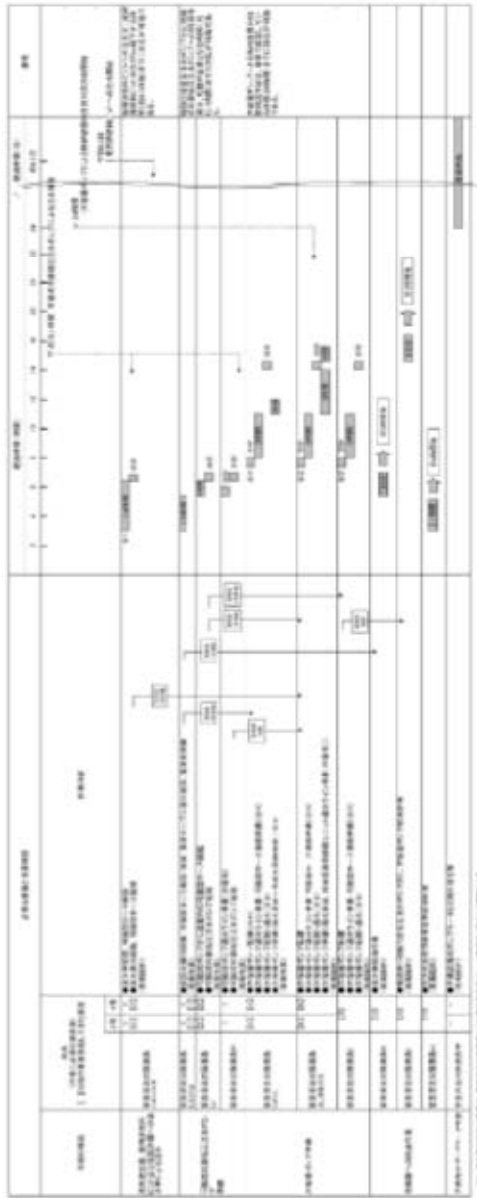
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.3 図 格納容器過圧・高圧による静的負荷（格納容器過圧・過負荷）時の作業と所要時間（代替格納容器を使用する場合）</p>	 <p>第 7.2.1.1.3 図 「零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	 <p>第 3.1.1.3 図 「零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）</p>	<p>作業等の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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7.2.1.1.3図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 (大破断 LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	 <p>第3.1.1.3図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 (大破断 LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	<p>作業等の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
		<p>設計基準事象対応</p> <p>LOCA (炉心溶融)</p> <p>設計基準事象対応 (赤字) / LOCA対応 (青字) / 実際はプロセスの異なる部分 (緑字)</p>	

第 3.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス）
 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）

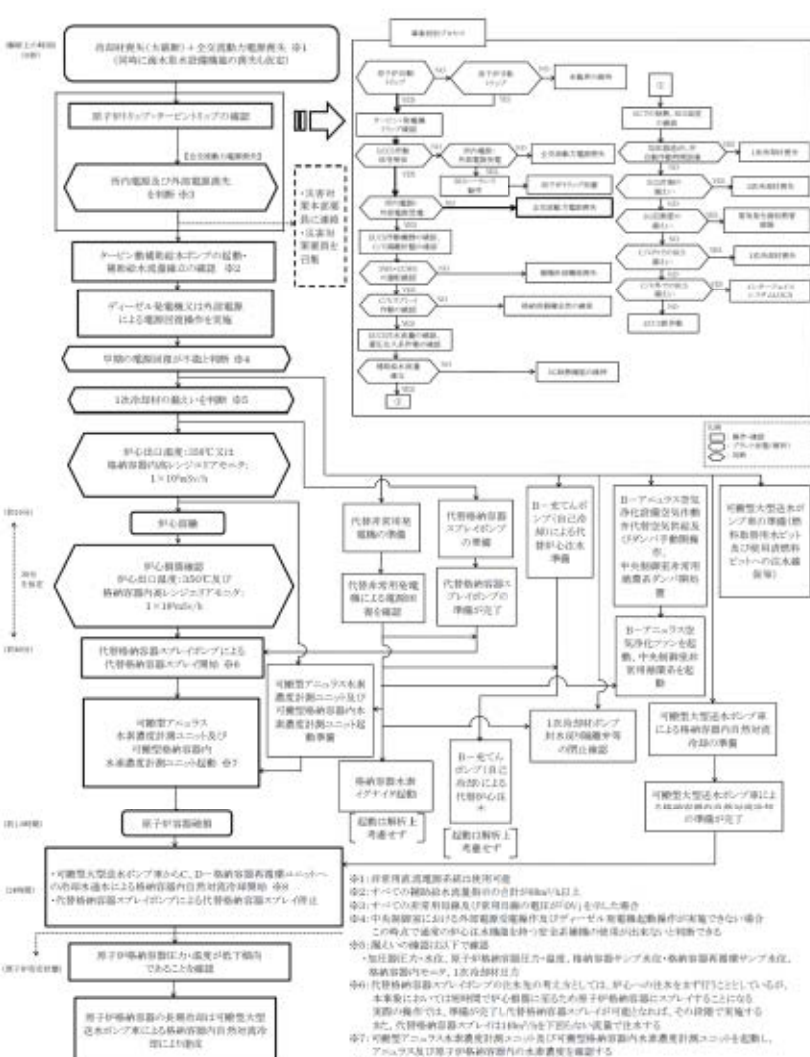
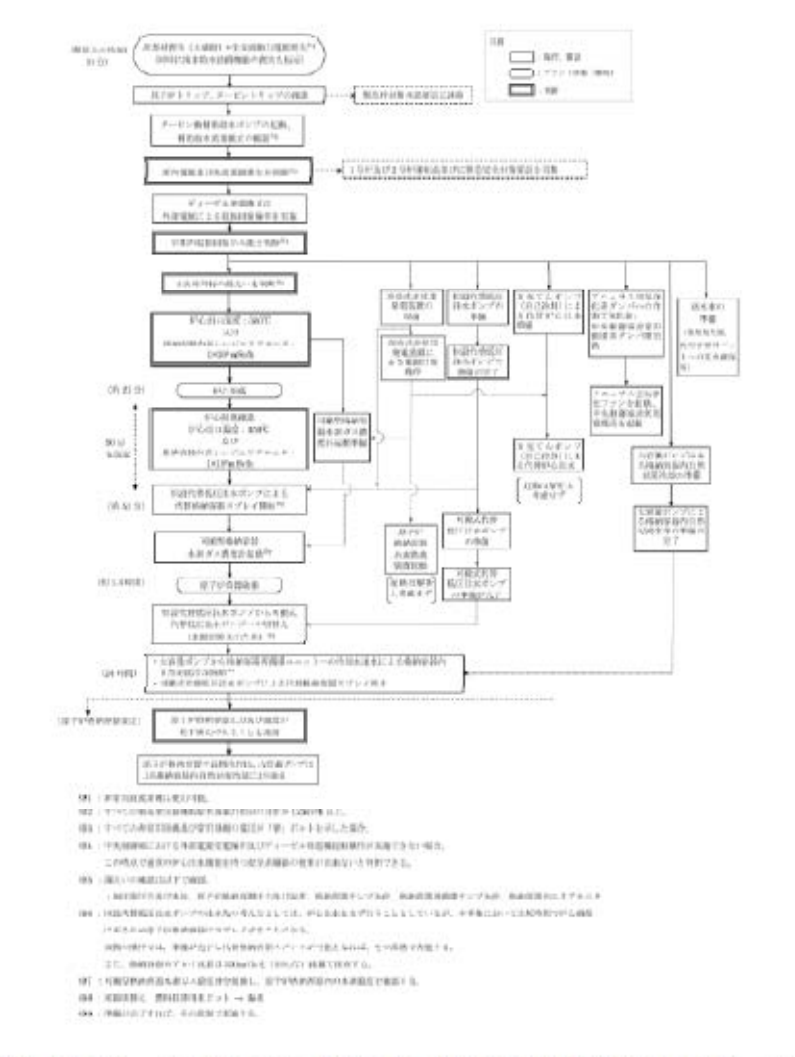
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 3.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス） （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2/2）</p>	

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）の事象進展（対応手順の概要）（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」</p>	 <p>第 3.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要）（大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）」</p>	<p>対応手順の相違 ・詳細な対応手順は異なるが、事象発生、ECCS等の機能喪失、炉心損傷を判断後、代替CVスプレイ（女川は炉心注水）を実施し、長期的にはCV冷却を実施するという点では、泊も女川も同様</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 3.1.2.7 図 原子炉压力容器内保有水量の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.6 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*：1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡炉心水位を表示</p>	<p>第 3.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>*1：1次冷却材低濃度配管下端を上限とした気泡水位を表示</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.2.8 図 燃料最高温度の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.7 図 燃料最高温度の推移</p>	<p>第 3.1.1.8 図 燃料最高温度の推移</p> <p>*2：炉心ノードにおける最高の燃料温度</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 3.1.2.9 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.8 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>【大阪】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.1.2.10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>第 3.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>【大阪】 解析結果の相違</p>

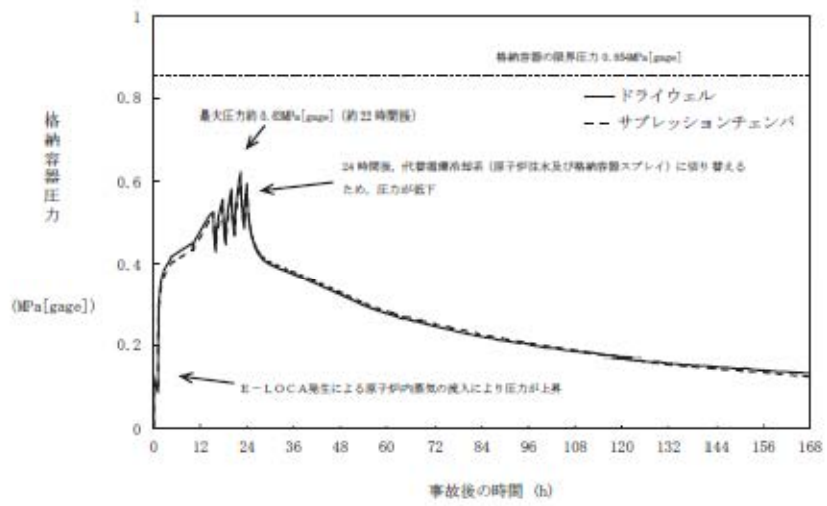
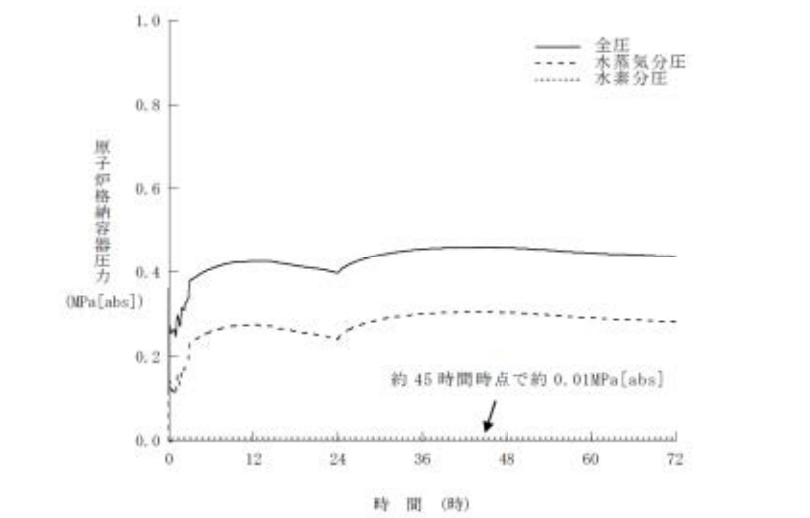
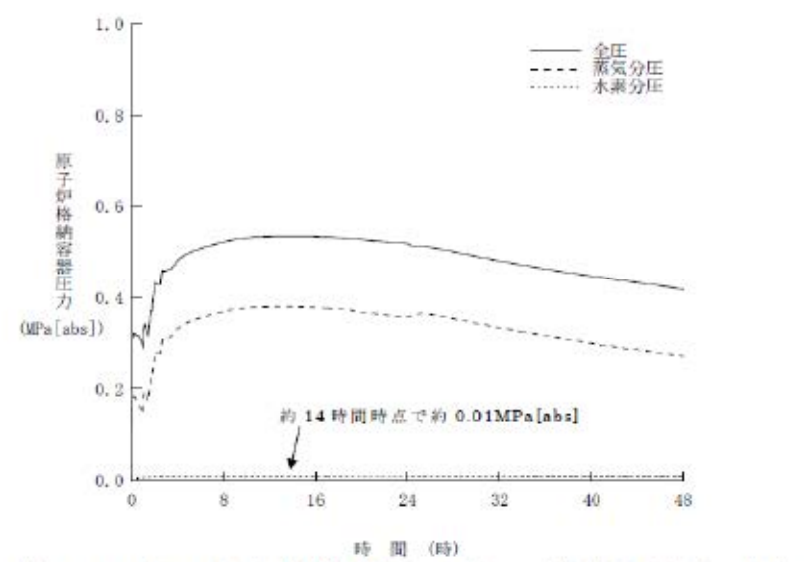
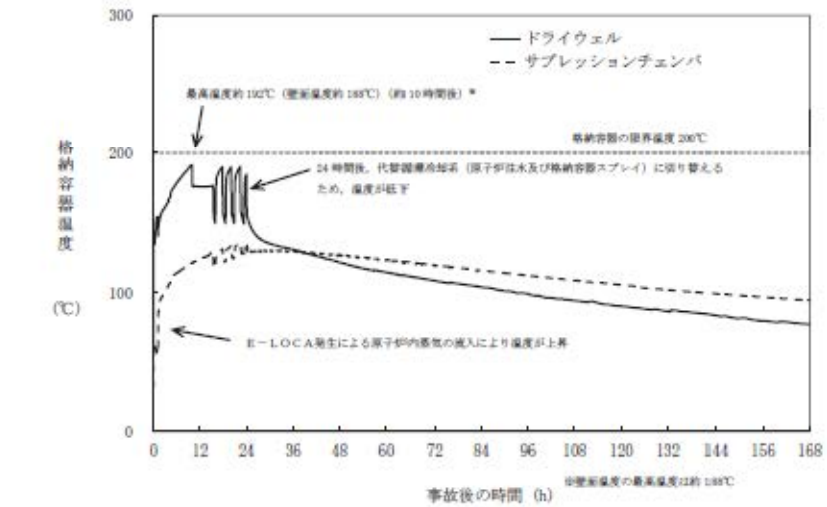
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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

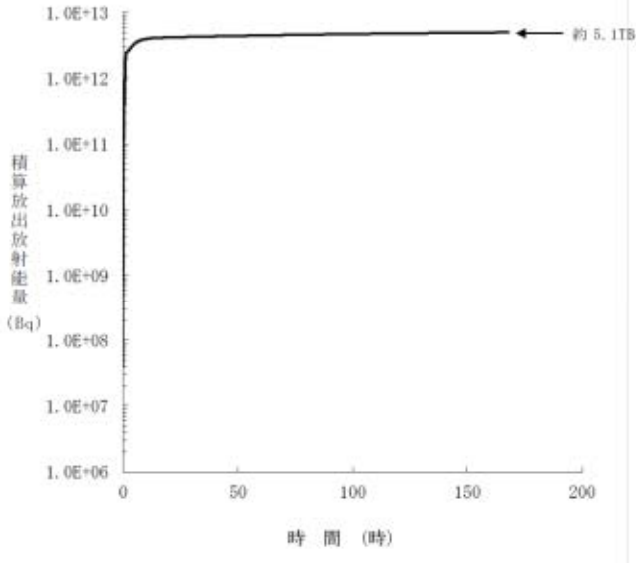
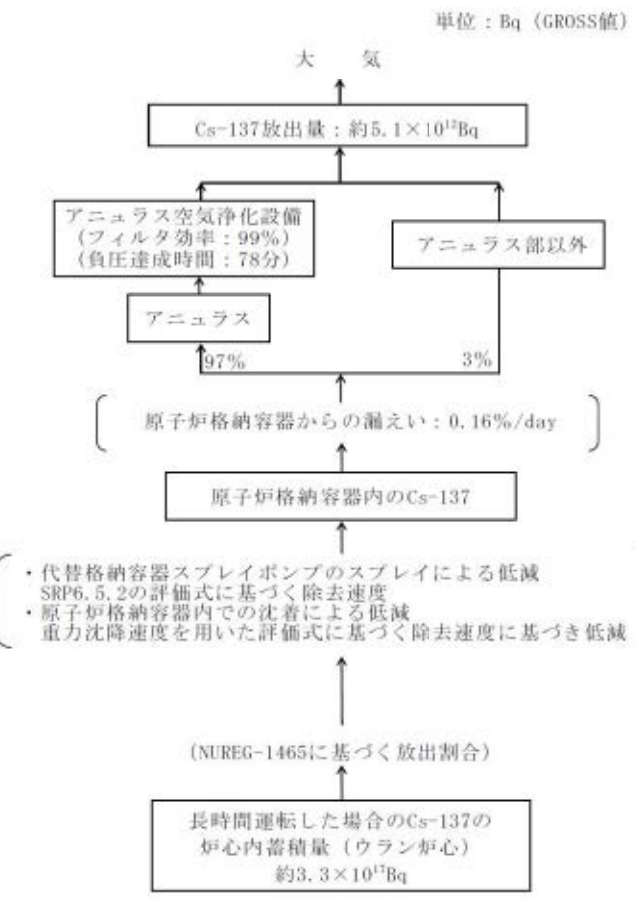
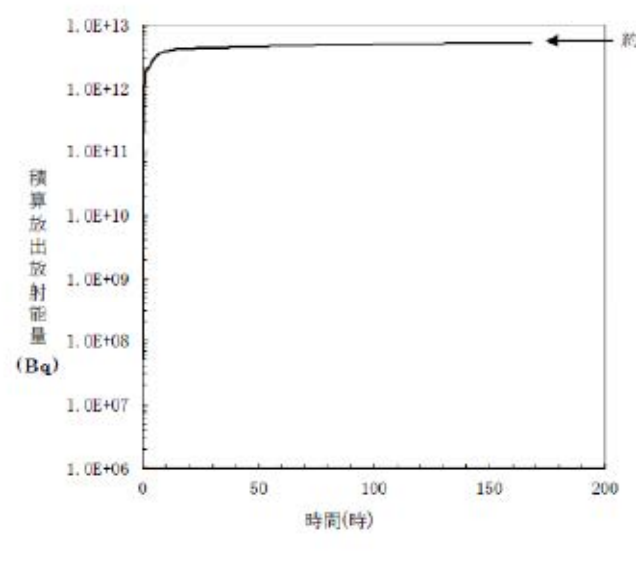
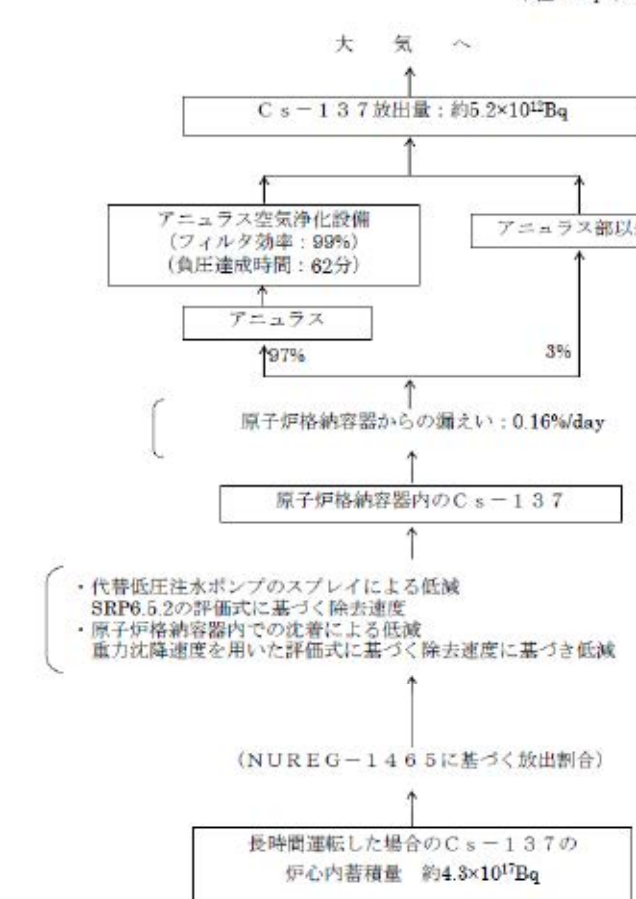
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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

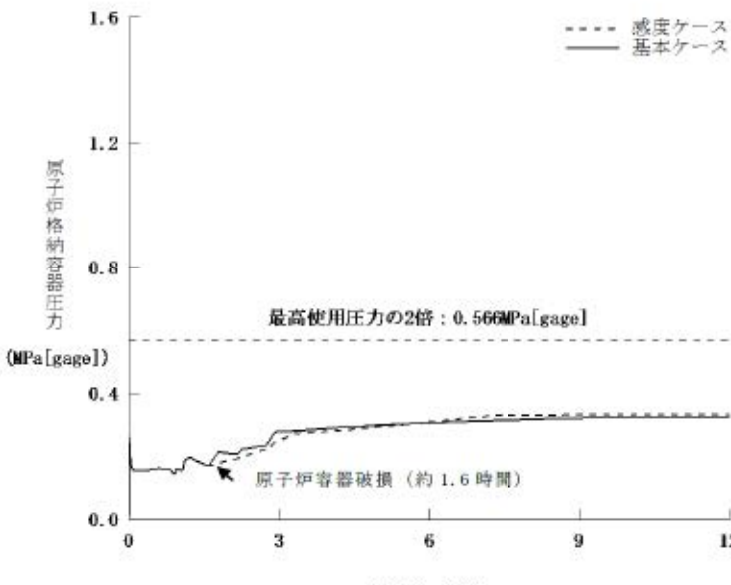
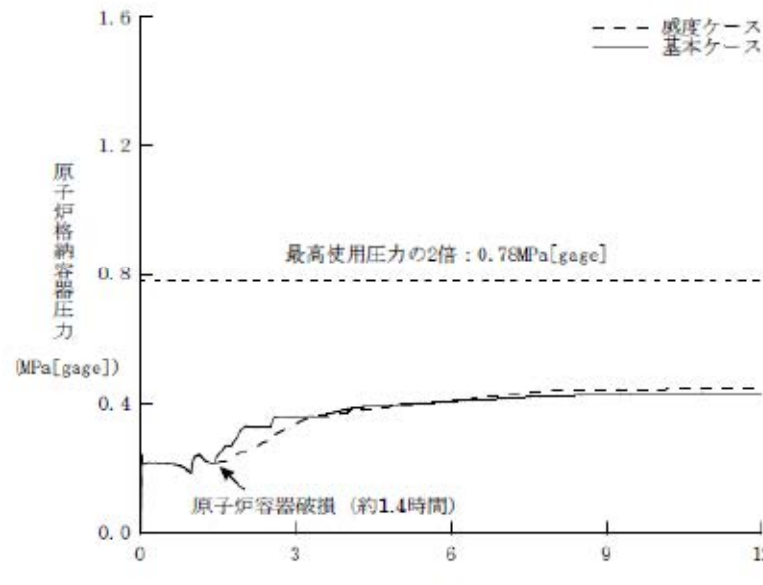
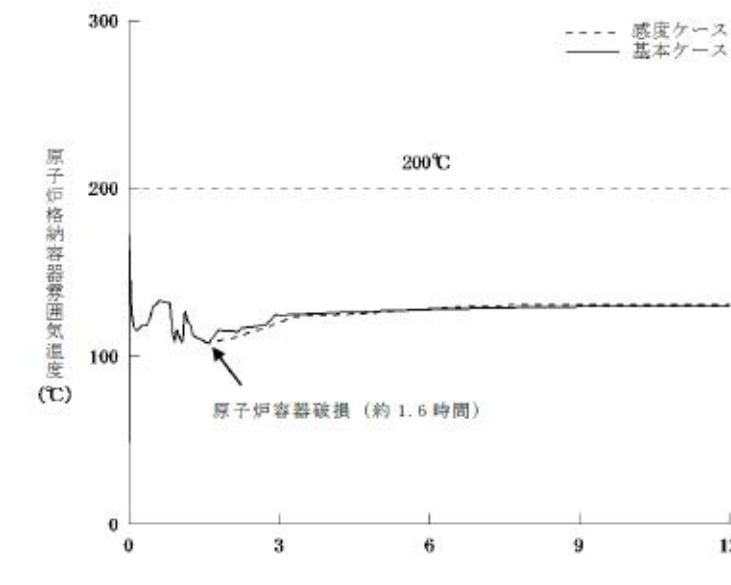
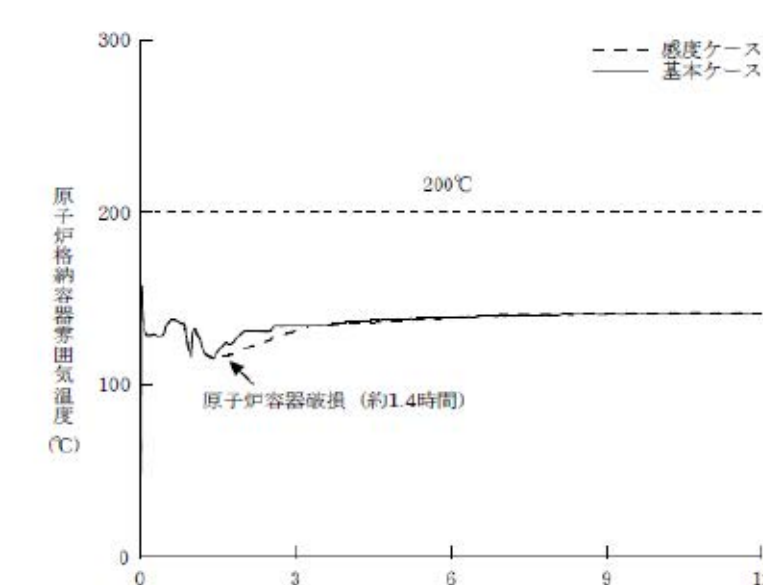
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.13 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第7.2.1.1.14図 Cs-137の大気放出過程</p>	 <p>第 3.1.1.14 図 Cs-137 積算放出放射能の推移</p>  <p>第 3.1.1.15 図 Cs-137の大気放出過程</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違 ・Cs-137の炉心内蓄積量の差異</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.17 図 原子炉容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.18 図 原子炉容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>
	<p>第 7.2.1.1.18 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.19 図 原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.19 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.20 図 原子炉格納容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪】 解析結果の相違</p>
	<p>第 7.2.1.1.20 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪】 解析結果の相違</p>

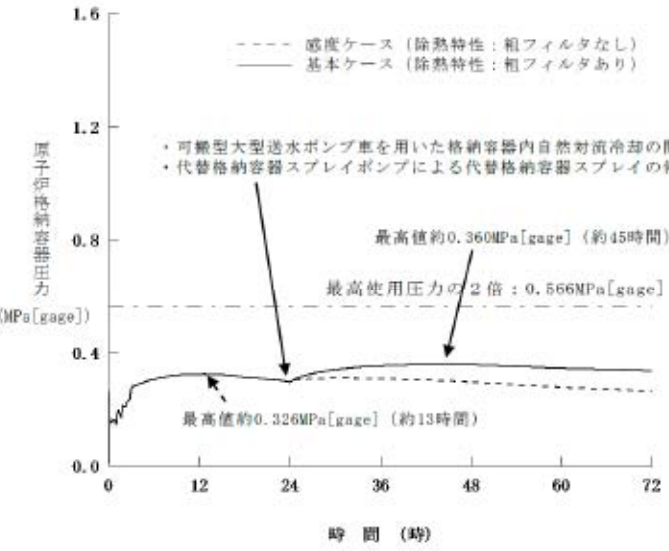
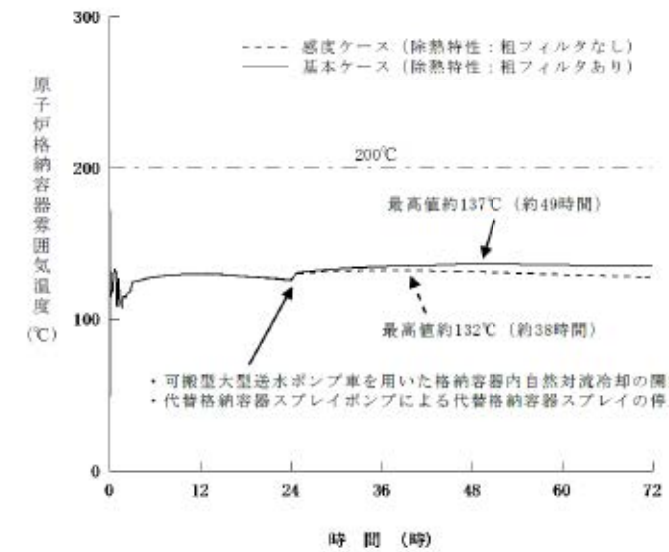
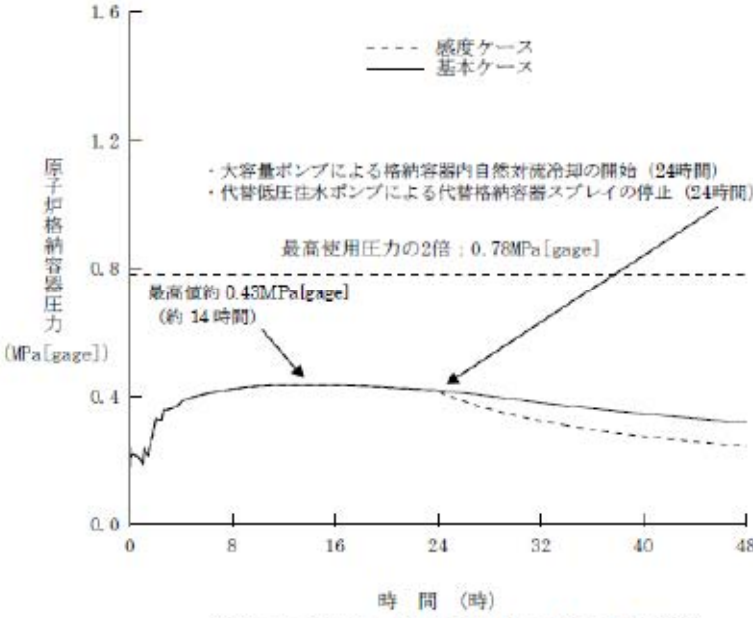
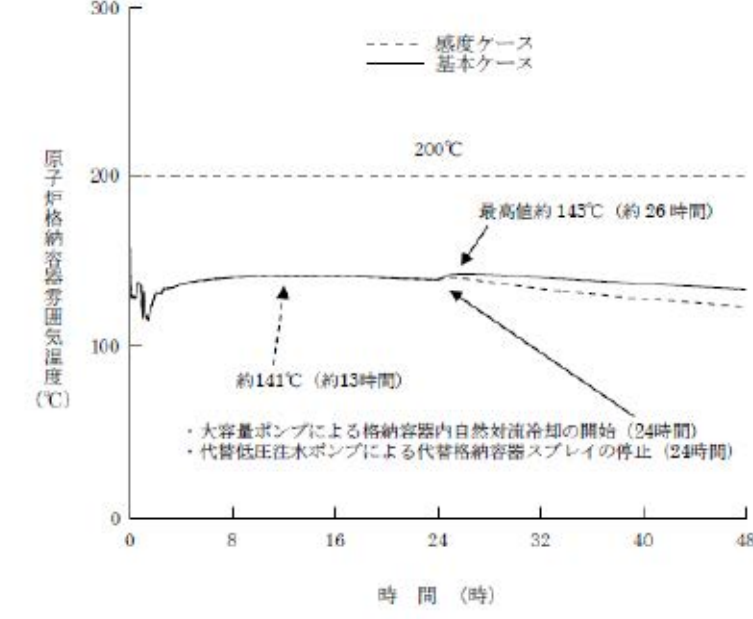
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.21 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.22 図 原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>
	<p>第 7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>

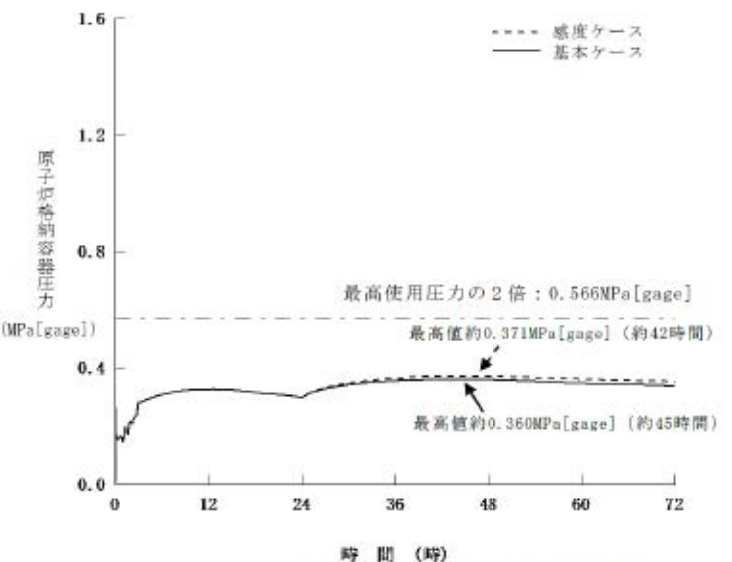
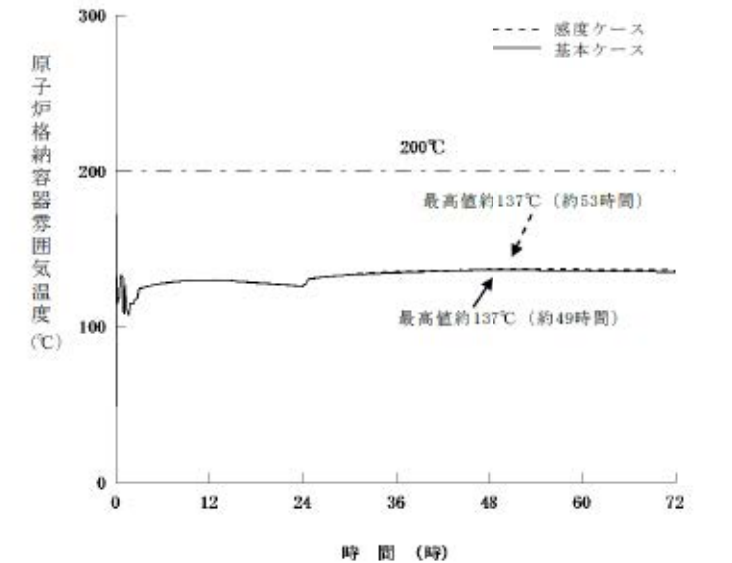
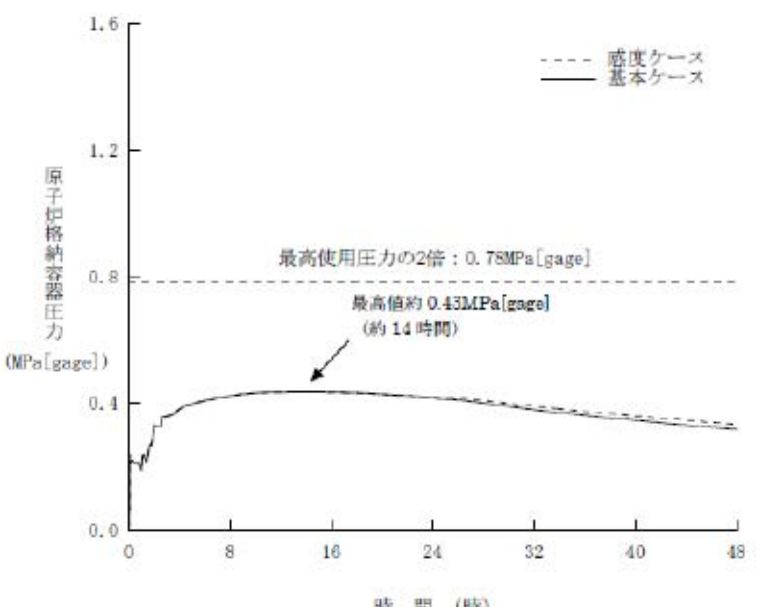
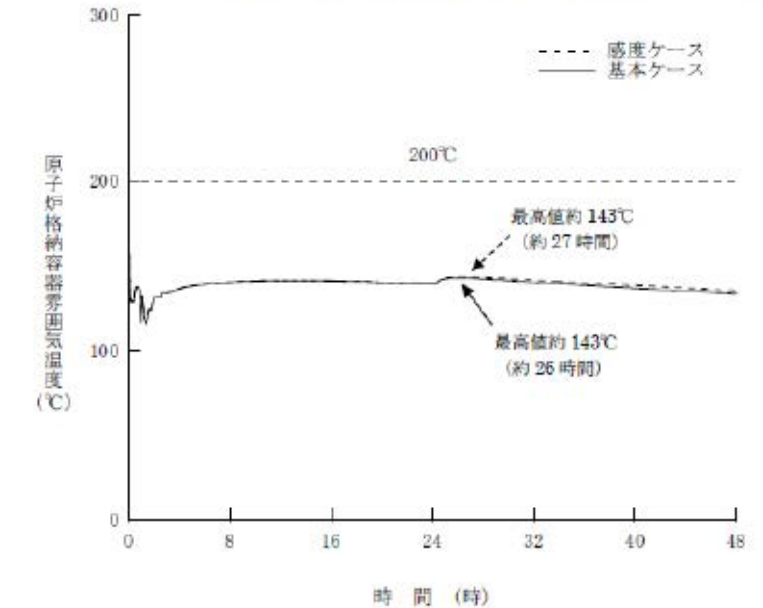
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

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

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>  <p>第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	 <p>第 3.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>  <p>第 3.1.1.27 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

女川原子力発電所2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 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.1.28 図 原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>
	<p>第 7.2.1.1.28 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第 3.1.1.29 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>