

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE723-9 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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

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
比較結果等をとりとまとめた資料			
1. 最新審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)			
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した事項			
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし b. 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、結果として差異がなくなった箇所があるが、本比較表には、その該当箇所の識別はしていない。			
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 ・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、熔融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。	LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、熔融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。	差異なし (記載表現は異なるが、ECCS等の安全機能が喪失することで炉心熔融し、原子炉容器破損に伴い熔融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には原子炉格納容器の破損に至る、という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)	格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、熔融炉心落下前に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への水張りを行うことから、熔融炉心落下時には格納容器下部に水が張られた状態を想定する。 また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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手段及び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手段を整備する。	熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	設備の相違 (短期対策) ・設備及び目的が異なるが、代替格納容器スプレイを行う点は、泊も女川も同様 ・泊は代替格納容器スプレイを行うことで女川同様に下部キャビティに水張りも行う 対策の相違 (長期対策) ・対策は異なるが、スプレイとCV内冷却によりCV圧力及び温度を抑制する点は、泊も女川も同様 ・加えて女川はフィルタベント系による格納容器除熱手段も整備している

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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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	過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)	大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	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)	圧力スパイク (約1分間の溶融炉心落下) によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は, 約0.23MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は, 格納容器の限界圧力 0.854MPa[gage]を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は, 約128℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は, 格納容器の限界温度の200℃を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。	原子炉格納容器圧力及び温度は, 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により, 圧力上昇は見られるものの, 熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。	差異なし (記載表現は異なるが、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、CV 圧力・温度は制限値を下回り、CV バウンダリの機能が維持される点は、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
プラント損傷状態の相違	TQUV, TQUX, 長期TB, TBD, TBU, TBP, AE, S1E及びS2E	AEW, AEI, SEI, SLW, SLI 及び SEW	・PWR と BWR ではプラント損傷状態の考え方が異なる
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

- PDS (泊) ⇔プラント損傷状態 (女川、大飯)
- 1次系 (泊) ⇔1次冷却系 (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）

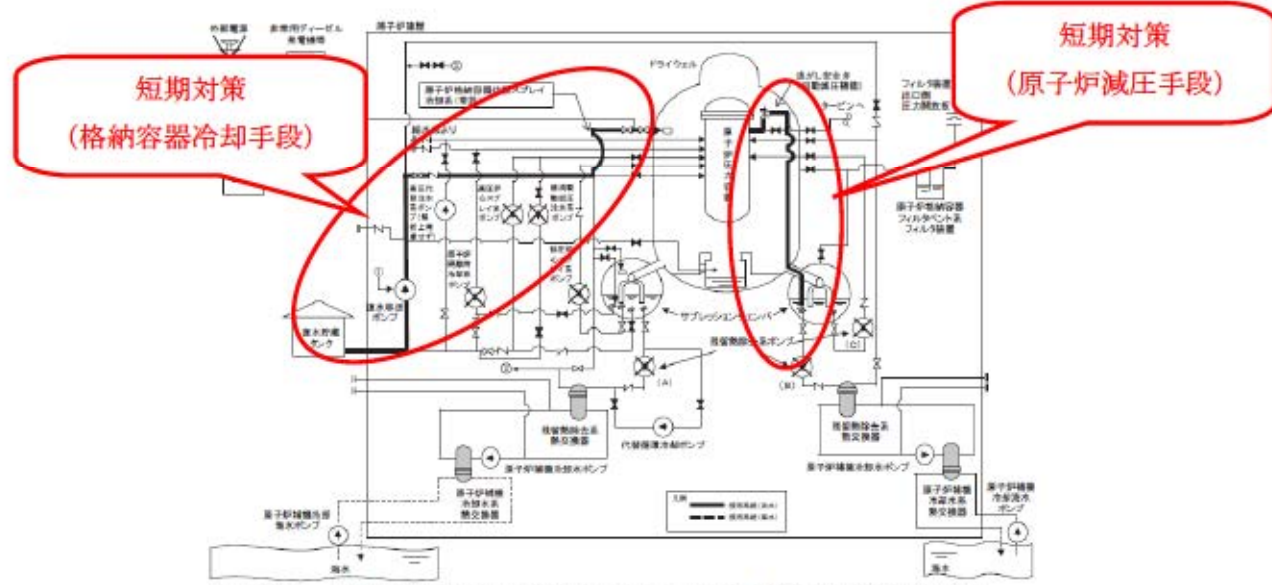
7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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
-------------	---------	------------	-------

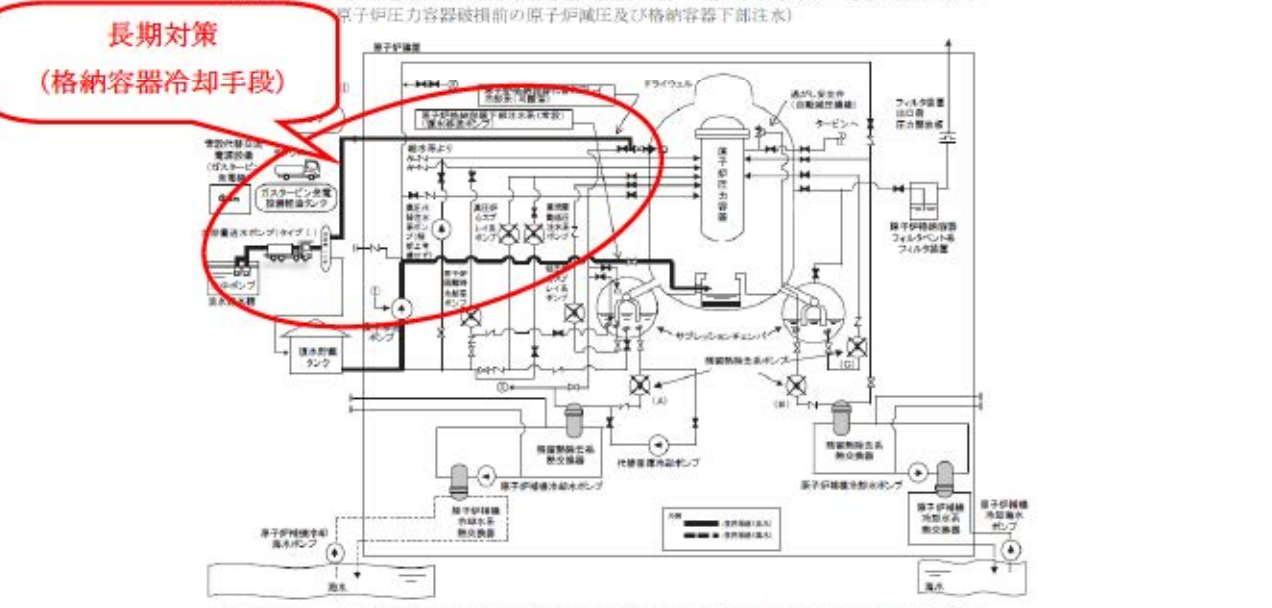
2-5) 重大事故等対策の概略系統図

女川原子力発電所2号炉

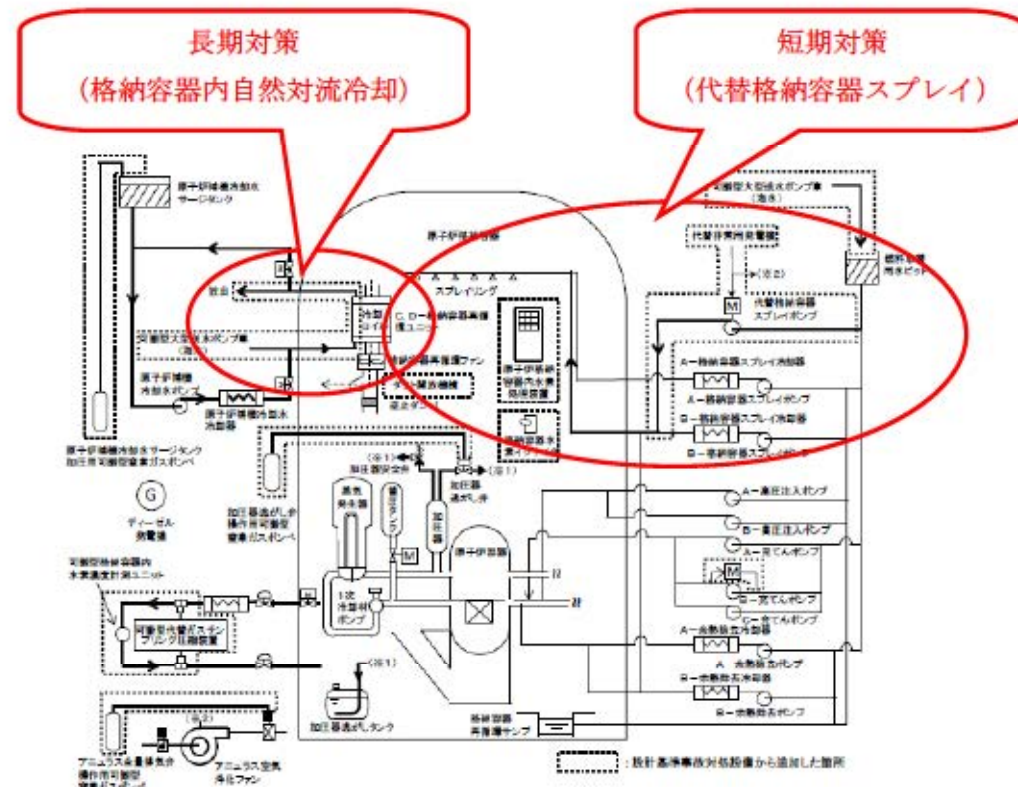
泊発電所3号炉



第3.2.2図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)
 (原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧及び格納容器下部注水)



第3.2.3図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4)
 (原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水及び格納容器冷却)



第7.2.1.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」
 の重大事故等対策の概略系統図

短期対策：逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧手段
 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段
 長期対策：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手段

短期対策：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
 長期対策：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

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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である。</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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可</p>	<p>7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>7.2.3.1 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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、AEW, AEI, SEI, SLW, SLI 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>溶融燃料-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。</p> <p>細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及び JASMINE を用い</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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、AEI, AEW, SEI, SLI, SLW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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>溶融燃料-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大、伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。</p> <p>細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及び JASMINE</p>	<p>プラント損傷状態の相違 ・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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>(添付資料 3.3.1, 3.3.2)</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧カスパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧カスパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって溶融炉心を冷却するとともに、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を実施する。その後、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って格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。</p>	<p>た原子炉格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さく、原子炉格納容器の破損には至らないと考えられる。</p> <p>(添付資料 7.2.3.1, 7.2.3.3)</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇についてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</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溶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>を用いた原子炉格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>(添付資料 3.3.1)</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、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及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</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溶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 ・記載は異なるが、溶融炉心落下後の対応について記載している点では、泊も女川も同様</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、格納容器下部への溶融炉心落下を想定する。 この状況では、格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（常設）による格納容器下部への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には格納容器下部に水が張られた状態を想定する。 なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮し、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策である逃がし安全弁（自動減圧機能）の原子炉減圧中における逃がし安全弁の環境緩和を考慮して3.67m（ドライウエル水位0.02m）から3.88m（ドライウエル水位0.23m）としている。 また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び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手段を整備する。 なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「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）」と同じである。 本格納容器破損モードに至るまでの事象進展へ</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレィを整備する。</p> <p>また、その後の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ィポンプによる代替格納容器スプレィ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレィを整備する。</p> <p>また、その後の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ィ、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>記載方針の相違</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、原子炉格納容器下部に水張りを行う代替格納容器スプレィを整備する点では、泊も女川も同様</p> <p>対策設備の相違 対策の相違 ・女川は格納容器下部の水張り深さを調整する</p> <p>対策の相違</p> <p>記載内容の相違 ・女川のPCV破損以降の対応は過圧・過温破損と同様</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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>の対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa. からj. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のf. 及びg. に示している。</p> <p>なお、f. の格納容器下部への注水は、格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」への影響も考慮して格納容器下部の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.3.3)</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1 図から第3.2.4 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2.2 図及び第3.2.3 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</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>したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</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>したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊は水素処理についても記載</p> <p>記載内容の相違 ・泊の本格納容器破損モードの対応は過圧破損と同様</p> <p>記載内容の相違 ・女川の本格納容器破損モードの対応はDCHと同様</p>

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.2 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、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に示す通り、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。このときの圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料</p>	<p>7.2.3.2 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、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」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時に低圧再循環機能、格納容器スプレイ再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、格納容器スプレイ注入機能及び高圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄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 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に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時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環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時に蓄圧注入機能及び格納容器ス 	<p>3.3.2 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、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」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時に高圧再循環機能、低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧再循環機能、低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄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 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に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時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環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時に蓄圧注入機能及び格納容 	<p>PWRとBWRの相違</p> <p>・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>

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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊</p>	<p>プレイ再循環機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器プレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器プレイ再循環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、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を想定し、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器プレイ再循環機能の喪失を想定し、さらに、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器プレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器プレイによる注水は考慮せず、代替格納容器プレイポンプによる代替格納容器プレイによる注水を想定する。代替格納容器プレイポンプによる代替格納容器プレイは、格納容器プレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器プレイポンプを用いた代替格納容器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も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容</p>	<p>器プレイ再循環機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中破断 LOCA 時に蓄圧注入機能及び格納容器プレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器プレイ再循環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容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器プレイ再循環機能の喪失を、さらに炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器プレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器プレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器プレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器プレイは、格納容器プレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、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を用いた代替格納容器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も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違 ・泊は代替 CV スプレイ 1 台でスプレイを行うが、大飯は 2 台のポンプを使用する（以下、差異理由は省略）</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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉压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压力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉压力容器外FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压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により格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p>	<p>器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 ・燃料棒表面熱伝達 ・燃料被覆管酸化 ・燃料被覆管変形 ・沸騰・ポイド率変化 ・気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・スプレイ冷却 ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <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、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</p>	<p>器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 ・燃料棒表面熱伝達 ・燃料被覆管酸化 ・燃料被覆管変形 ・沸騰・ポイド率変化 ・気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・スプレイ冷却 ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <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、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、</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>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の有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.3.1 図及び第3.3.2 図に、格納容器圧力、格納容器温度、格納容器下部水位及び注水流量の推移を第3.3.3 図から第3.3.6 図に示す。</p>	<p>初期については「3.5.1 原子炉冷却材流出」の評価結果を参照する。 (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) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第7.2.3.1表に示す。 (添付資料7.2.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。 (b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。 (c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4 図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納</p>	<p>事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。 (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の有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた解析条件を第3.3.1表に示す。 (添付資料3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。 (b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。 (c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.4 図及び第3.1.1.5 図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 ・泊は設置許可記載案であるため「3.設計基準事故」を参照している</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> <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>

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）

7.2.3 原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

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>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧熔融物放出/格納容器 雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 圧力スパイク（約1分間の熔融炉心落下）によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約0.23MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約128℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するため</p>	<p>容器過圧破損」の第7.2.1.1.8図から第7.2.1.1.11図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から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から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。 （添付資料7.2.1.1.13）</p> <p>b. 評価項目等 原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.10図及び第7.2.1.1.11図に示すとおり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>変化を「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.9図から第3.1.1.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約21分後に炉心溶融に至り、約51分後に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ことで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約26時間後に低下に転じる。 （添付資料3.1.1.14）</p> <p>b. 評価項目等 原子炉格納容器圧力及び温度は第3.1.1.11図及び第3.1.1.12図に示すとおり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>較する</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>の評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>なお、「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(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、格納容器下部に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</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(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)に示す評価項目、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・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>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)に示す評価項目、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.5 溶融炉心・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>【大飯】 記載表現の相違</p>

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.3 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度に</p>	<p>7.2.3.3 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、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、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。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とする。</p> <p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度にお</p>	<p>3.3.3 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、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、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。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>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り不確かさの影響を確認する運転員等操作が異なる <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は「(1)解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」で確認した結果の要約して記載している

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</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CORRA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、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙</p>	<p>において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</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>(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>記載方針の相違</p> <p>・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ことは同様</p> <p>重要現象の相違</p> <p>・泊と女川ではプラント型式の違いに</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間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の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。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おり、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等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。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間</p>	<p>原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての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、原子炉容器破損時間を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操</p>	<p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故について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</p>	<p>より重要現象が異なる</p> <p>記載内容の相違 ・女川はHDR実験とBWRの区画の相違等について考察している</p> <p>運転員等操作の相違 ・リロケーション及び構造材との熱伝達の影響を受ける操作が女川にはあるが、泊にはない</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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等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溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析より原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした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 3.3.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORRA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、格納容器圧力挙動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</p>	<p>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を確認されているが、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カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、その影響はわずかであり、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>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を確認されているが、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カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、その影響はわずかであり、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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載は異なるが、原子炉容器の破損判定に用いる溶接部の最大歪みを低下させた感度解析を実施し、RV破損時間が早まることを確認している点では、泊も女川も同様 <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の水深等の等にはエントレインメント係数及びデブリ粒子径が含まれる <p>記載方針の相違</p> <p>重要現象の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊と女川ではプラント型式の違いに

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、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の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。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。</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原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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>より重要現象が異なる</p> <p>記載方針の相違 ・女川はHDR 実験とBWRの区画の相違等について考察している</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、リロケーション及熱伝達の不確かさの影響が小さい点は、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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が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 style="text-align: right;">(添付資料 3.3.4)</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3.2.2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</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を確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>【7.2.1.1 格納容器過圧破損より再掲】</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</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を確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>【3.1.1 格納容器過圧破損より再掲】</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</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川はRPV破損時間に関して記載しているのに対して、泊は評価項目であるCV圧力に関して記載している <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の水深等の等にはエントレインメント係数及びデブリ粒子径が含まれる <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は圧カスパイクに関して記載しているのに対して、泊は評価項目であるCV圧力に関して記載している

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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>タに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり、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、原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）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>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 40℃に対して最確条件は約 20℃～約 40℃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格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等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</p>	<p>パラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ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>パラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を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>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>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載は異なるが、崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱よりも小さくなる点は、泊も女川も同様 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は CV 自由体積及びヒートシンクの影響も記載している <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外部水源の温度を挙げているが、泊は水源の温度は影響が小さいことから主要な解析条件としていない <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は解析条件を定格値としている

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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>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、大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張りを実施すること）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。 （添付資料 3.3.4, 3.3.5）</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>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>ものに対しても記載しているが、泊は解析条件を定格値としているものは添付資料でのみ記載している</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は起因事象が給水流量の全喪失だが大LOCAとした場合の影響を考察している。 ・泊の起因事象は大LOCA だが更に大規模な LOCA である Excess LOCA が発生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>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では再循環ユニットの除熱特性の影響について考察している ・女川には同様の設備はない

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

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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 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、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 40℃に対して最確条件は約 20℃～約 40℃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、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</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、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、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器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</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器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</p>	<p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱よりも小さくなる点は、泊も女川も同様</p> <p>解析条件の相違 ・女川は主要な解析条件に外部水源の温度を挙げているが、泊は水源の温度は影響が小さいことから主要な解析条件としていない</p> <p>記載方針の相違 ・女川は解析条件を定格値としているものに対して記載しているが、泊は解析条件を定格値としているものは添付資料でのみ記載している</p> <p>記載方針の相違 ・女川は起因事象が給水流量の全喪失が大 LOCA とした</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。</p> <p>感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.7図に示すとおり、事象発生から約3.0時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクの最大値は約0.30MPa[gage]となったが、圧カスパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.5)</p>	<p>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の約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.17図から第7.2.1.1.22図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、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>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。</p> <p>(添付資料7.1.4.7)</p> <p>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析結果を第</p>	<p>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の約51分後とした。その結果、第3.1.1.18図から第3.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、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>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最</p>	<p>場合の影響を考察している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の起因事象は大LOCAだが更に大規模なLOCAであるExcess LOCAが発生した場合の影響を考察している。 ・評価項目となるパラメータに与える影響が小さい点では、泊と女川は同様 <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では再循環ユニットの除熱特性の影響について考察している ・女川には同様の設備はない

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

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の确实さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>7.2.1.1.25 図及び第7.2.1.1.26 図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</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>昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料2.4.6、添付資料3.1.1.20)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</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>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載は異なるが代替格納容器スプレイ操作に関して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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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 3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料 3.3.4)</p>	<p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。 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 炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生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</p>	<p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。 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 炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生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。 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</p>	<p>手順の相違 ・泊では格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気浄化設備の起動操作に関して影響を考察している ・女川には同様の手順はない</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが代替格納容器スプレイ操作に関して影響を考察している点は泊も女川も同様</p> <p>手順の相違 ・泊では格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気浄化設備の起動操作に関して影響を考察している</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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）については、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 2.5 時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中</p>	<p>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の約 4.0 時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>【7.2.1.1 格納容器過圧破損より再掲】</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</p>	<p>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の約 9.1 時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>アニュラス空気浄化設備のダンパへの空気供給操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>【3.1.1 格納容器過圧破損より再掲】</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</p>	<p>・女川には同様の手順はない</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、代替格納容器スプレイ操作の操作時間余裕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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉圧力容器破損までに格納容器下部に3.67m（ドライウェル水位0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に3.67mの水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）にて約1.2時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約2.5時間後に開始すると、事象発生から約3.7時間後に水位形成可能である。原子炉圧力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.3.4)</p>	<p>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後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、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能</p>	<p>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後の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。大容量ポンプの準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が4,000m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が4,000m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生後の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</p>	<p>差異の説明</p> <p>手順の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では格納容器内自然対流冷却操作の操作時間余裕を考察している ・女川には同様の手順はない <p>手順の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊ではアニュラス空気浄化設備の起動操作の操作時間余裕を考察している ・女川には同様の手

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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>量は約 10%~30%の増加にとどまることから、100TBq に対する余裕を確保できるため、80 分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</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7.2.3.2)</p>	<p>れに対して放出放射エネルギーは約 10%~ 30%の増加にとどまることから、100TBq に対して余裕を確保できるため、事象発生から80 分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(4)まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.3.2)</p>	<p>順はない</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p>	<p>7.2.3.4 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、重大事故等対策に必要な要員の評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.3.4 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>・必要な要員及び資源の評価は、泊は格納容器過圧破損、女川はDCHと同様</p>

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

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉压力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水により原子炉压力容器破損前に格納容器下部へ3.67m から3.88m の水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+FCI発生）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p>	<p>7.2.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、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を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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再循環機能が喪失する事故」に、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイによる注水、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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p>	<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、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整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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再循環機能が喪失する事故」に、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による原子炉下部キャビティへの注水、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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>対策の相違</p> <p>評価事故シーケンスの相違 ・泊はSBO及びCCW機能喪失の重畳も考慮する</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、上記対策を実施することでCV圧力が2Pdを下回る点は、泊も女川も同様</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>また、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、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、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>また、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、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、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」、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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>記載方針の相違 ・泊ではFCI以外の評価項目に対しては、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>対策の相違 ・設備は異なるが代替スプレイによりCV下部へ注水を行う点は、泊も女川も同様</p> <p>記載方針の相違 ・泊はCV冷却手段も記載している</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

女川原子力発電所2号炉

【解析条件は 3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱と同じため再掲】

第 3.2.2 表 主要解析条件（高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（1/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
炉心流量	35.6×10 ⁶ t/h	定格流量として設定
原子炉水位	通常運転水位（セパレーターコート下層から+133.0m）	通常運転時の原子炉水位として設定
燃料	9×9燃料(A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 330Mwd/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ェンバ）	空間部：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	3.55m（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ェンバ）	32℃	通常運転時のサブプレッションプール水温の上限值として設定
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	3.4kPa （ドライウェル-サブプレッションチェンバ間部圧）	真空破壊装置の設計値として設定
外部水源の温度	40℃	通常運転時の復水貯蔵タンク水温の実績（月平均値）を踏まえて設定
炉心が心からノール水への熱伝達	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき初期水循環の効果も考慮して設定
コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
コンクリート以外の構造材の扱い	内鋼板、外鋼板及びリブ鋼板については、コンクリートよりも脆点が高いことから、MCCIによる浸食量の評価において、保守的に考慮しない	
原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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）（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通過解析コード
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MW) × 1.02	評価結果を厳しくするように、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]	評価結果を厳しくするように、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原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	17×17 型燃料集合体を仮定した 3 ループプラントを包摂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・プルトニウム混合金酸化物燃料の装荷を考慮している。
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
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。

第 3.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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）（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通過解析コード
炉心熱出力（初期）	100% (3,411MW) × 1.02	評価結果を厳しくするように、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]	評価結果を厳しくするように、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原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度（初期）	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	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。
減気発生器 2次側冷却水容量（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	72,900m ³	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び炉心温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値を設定。ヒートシンクの設計値が小さいと、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

解析条件の相違
 ・解析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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

女川原子力発電所2号炉

【解析条件は 3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱と同じため再掲】

第 3.2.2 表 主要解析条件（高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
安全機能等の喪失に対する仮定	高压注水機能、低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として強制熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
外部電源	外部電源なし	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高压昇降機に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、非常用電源の有無は事故進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定
高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

泊発電所3号炉

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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）(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全閉鎖破断	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)）の完全閉鎖破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早期に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ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イ注入機能の喪失を設定 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確保する観点から外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失の重畳を考慮 補機冷却機能喪失を考慮
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炉心温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生による原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
原子炉トリップ信号	1 次冷却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
タービン駆動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m ³ /h（蒸気発生器 3 基合計）	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 タービン駆動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gauge] （最低保持圧力）	タービン駆動補助給水ポンプの設計値 11.5m ³ /h から、ミニフロー流量 3.5m ³ /h を除いた値により設定
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最小保有水量）	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 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

大飯発電所3/4号炉

第 3.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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）(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全閉鎖破断	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)）の完全閉鎖破断を設定
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イ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早期に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ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イ注入機能の喪失を設定 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確保する観点から外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失の重畳を考慮 補機冷却機能喪失を考慮
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炉心温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生による原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
原子炉トリップ	1 次冷却材ポンプ回転数低下（定格回転数の 92.6%） （応答時間 0.5 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 タービン駆動補助給水ポンプの設計値 250m ³ /h から、ミニフロー流量 50m ³ /h を除いた値により設定
タービン駆動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 200m ³ /h（蒸気発生器 4 基合計）	タービン駆動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gauge] （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

解析条件の相違
 ・解析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）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

女川原子力発電所2号炉

【解析条件は 3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱と同じため再掲】

第 3.2.2 表 主要解析条件（高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）(3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) (遅れ時間: 1.05 秒)	短時間であるが、原子炉出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時の緊急加減弁閉鎖及び主蒸気止め弁閉鎖による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定
再循環ポンプ	原子炉水位低 (レベル2) 到達時に停止	短時間であるが、原子炉出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失と同時にトリップせず、原子炉水位低 (レベル2) 到達時に停止するものとして設定
送がし弁機能	送がし弁機能 7.37MPa[gage] × 3 個, 366t/h (1 個当たり) 7.44MPa[gage] × 3 個, 360t/h (1 個当たり) 7.51MPa[gage] × 3 個, 363t/h (1 個当たり) 7.58MPa[gage] × 3 個, 367t/h (1 個当たり)	送がし安全弁の送がし弁機能の設計値として設定
送がし安全弁	送がし安全弁 (自動減圧機能) の 2 個の開放による原子炉色減圧 <原子炉圧力と送がし安全弁流量の関係> 	送がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設)	88m ³ /h にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力時刻に必要なスプレイ流量を考慮して設定
原子炉格納容器下部注水系 (常設) (海水移送ポンプ)	50m ³ /h にて格納容器下部に注水	溶融炉心の注水が確保可能な流量として設定
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	88m ³ /h にて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力時刻に必要なスプレイ流量を考慮して設定
代替格納冷却系	循環流量は、全体で 150m ³ /h とし、原子炉注水へ 50m ³ /h、格納容器スプレイへ 100m ³ /h にて流量を分配	代替格納冷却系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却水系	代替格納冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量: 14.7MW (サブレーションプール水温 150℃、海水温度 20℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値として設定
原子炉急減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20% 以上の位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) による格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器の破損前の初期水張り)	原子炉压力容器下部温度が 300℃ に到達したことを確認して開始し、ドワイエル水位が 0.23a に到達したことを確認した場合に停止する	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
原子炉格納容器下部注水系 (常設) (海水移送ポンプ) による格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器の破損後の注水)	原子炉压力容器破損以降、ドワイエル水位が 0.02a まで低下した場合に開始し、0.23a に到達した場合に停止	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器下部注水操作	格納容器圧力 0.640MPa [gage] 到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
代替格納冷却系による格納容器加熱操作*	事象発生 24 時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し設定

※本格納容器破損モードの評価シナリオは原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却水系を含む。) の機能喪失を行うものではないが、代替格納冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する。

泊発電所3号炉

第 7.2.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃~約 155℃、約 3.6MW~約 6.5MW)	粗ファイバクタ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。
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	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。
原子炉压力容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	溶融の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管内部破損部破損における破損口径を設定。
エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最厳値	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最厳値を設定。
溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析において検討された粒子径フックタの推奨範囲の最厳値に基づき設定。	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よる代替格納容器スプレイ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 30 分を想定して設定。
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	炉心溶融開始の 30 分後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
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	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。
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	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。

重大事故等対策に関する機器条件

大阪発電所3/4号炉

第 3.3.1 表 「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
炉圧タンク (低圧注水)	25.9m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。
代替格納冷却系 (可搬型) による格納容器下部注水操作	130m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性: 100℃~約 165℃、約 4.1MW~約 11.2MW	設計値より小さい値を設定。
静的熱媒式水素再結合装置及び格納容器水素処理装置	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、静的熱媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素処理装置の効果を期待しない。
原子炉压力容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	溶融の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管内部破損部破損における破損口径を設定。
エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最厳値	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最厳値を設定。
溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析において検討された粒子径フックタの推奨範囲の最厳値に基づき設定。	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よる代替格納容器スプレイ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 30 分を想定して設定。
代替格納冷却系 (可搬型) による格納容器下部注水操作	炉心溶融開始の 30 分後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
代替格納冷却系 (可搬型) による格納容器下部注水操作	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。
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	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。

重大事故等対策に関する機器条件

差異の説明

解析条件の相違

・解析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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>【事象進展は 3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱と同様のため再掲】</p>	<p>【事象進展は 7.2.1.1 格納容器過圧破損と同様のため再掲】</p>	<p>【事象進展は 3.1.1 格納容器過圧破損と同様のため再掲】</p>	<p>以降、事象進展が大きく異なるため大飯と比較</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】 設計等の相違</p>
<p>第 3.2.3 図 格納容器破損モード「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」時の対応手順の概要</p>	<p>第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（対応手順の概要） （大破断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>	

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>【事象進展は7.2.1.1 格納容器過圧破損と同様のため再掲】</p>	<p>【事象進展は3.1.1 格納容器過圧破損と同様のため再掲】</p>	
<p>第3.3.1図 原子炉圧力の推移</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>【大飯】 解析結果の相違</p>
<p>第3.3.2図 原子炉水位（シラウド内外水位）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>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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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3.3.3図 格納容器圧力の推移</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>【大飯】 解析結果の相違</p>
<p>第3.3.4図 格納容器温度の推移</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>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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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 3.3.5 図 格納容器下部水位の推移</p>			
<p>第 3.3.6 図 注水流量の推移</p>			
<p>第 3.3.7 図 格納容器圧力の推移（大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失）</p>			