

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725-9 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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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
<b>比較結果等を取りまとめた資料</b>			
<b>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)</b>			
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。			
<b>2. 女川2号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>			
2-1) 比較表の構成及び資料構成について			
<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>泊3号のDCHは格納容器過温破損と同一の評価事故シーケンスであり、有効性評価の条件等は格納容器過温破損を参照している</li> <li>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</li> </ul>			
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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、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、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、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溶融し、原子炉容器破損に伴い溶融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、コンクリートが侵食され原子炉格納容器の構造部材の指示機能が喪失することで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)	格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)及び原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による格納容器下部注水手段を整備する。  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による格納容器除熱手段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。	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、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、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。  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) ・女川は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)及び原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)を整備 ・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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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
<b>2-2) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>			
	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(+デブリ冷却失敗)」	「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)	格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約 1.7m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 2cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 格納容器下部床面コンクリート侵食に対しては、格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 4.3m であり、格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 2cm であるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。	ベースマツト侵食深さは、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することで、ベースマツト侵食深さは約 3mm にとどまることから、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。	差異なし (ベースマツト侵食深さは異なるが、熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却される点では、泊も女川も同様)
<b>2-3) 主な差異</b>			
	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	TEI, TED, SED, TEW, AED, AEI, SEI, SLW, AEW, 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
<b>2-4) 差異の識別の省略</b>			
<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ PDS (泊) ⇔プラント損傷状態 (女川、大飯)</li> <li>➢ 1次系 (泊) ⇔1次冷却系 (大飯)</li> </ul>			

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>2-5) 重大事故等対策の概略系統図</p>			
<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <p>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配管及び格納容器下部注水)</p> <p>第3.2.4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 (4/4)          (代替循環冷却系による残存溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱)</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p>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</p>	<p>短期対策：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水手段</p> <p>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          代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに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</p>	
<p>短期対策：原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水手段</p> <p>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          代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに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</p>	<p>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</p> <p>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</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、<b>TQUV, TQUX, 長期TB, T BD, TBU, TBP, AE, S1E及びS2E</b>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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、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、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、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ことにより、格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。</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</p>	<p>7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>7.2.5.1 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、<b>TEI, TED, SED, TEW, AED, AEI, SEI, SLW, AEW, SLI 及び SEW</b>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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉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、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。</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</p>	<p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ流出し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉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、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。</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</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>記載表現の相違</p> <p>対策の相違                      ・女川は溶融炉心落下前はスプレイ、落下後は下部注水系により溶融炉心を冷却する                      ・泊は溶融炉心の落下前後で対応は変わらず、代替スプレ</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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>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「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水手段を整備する。</p> <p>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</p>	<p>破損を防止する。</p> <p>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>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、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>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</p>	<p>破損を防止する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」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、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、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>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</p>	<p>イにより下部キャビティに水張りを行う</p> <p>記載表現の相違                      ・女川は具体的な設備・手順を記載しているが、泊は一般的な内容を記載している</p> <p>記載表現の相違</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、MCCIを防止するための手段を整備する点では、泊も女川も同様</p> <p>対策の相違                      ・MCCI対策として泊は代替CVスプレ</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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による格納容器除熱手段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。</p> <p>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。</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)に示すf. からj. である。</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</p>	<p>ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>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>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>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>イを整備しているが、女川は代替スプレイに加えて下部注水系を整備している</p> <p>・CV 圧力・温度の上昇を抑制する対策として、代替 CV スプレイに加えて泊は自然対流冷却を、女川は代替循環冷却系、フィルタベント系を整備している</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊は水素濃度低減対策についても記載</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・記載は異なるが、泊も女川も手順及び対策が過圧破損と同様である点は同じ</p> <p>記載方針の相違</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>「3.2 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に対する重大事故等対策の概略系統図は第3.2.2 図及び第3.2.4 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>			

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.2 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(+デブリ冷却失敗)」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)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合は格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。</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「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」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</p>	<p>7.2.5.2 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、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食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注水機能喪失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"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <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事象進展が早くなり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、<b>代替格納容器スプレイポンプ</b>による代替格納容器スプレイ及び<b>可搬型大型送水ポンプ車</b>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>3.5.2 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、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食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"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <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事象進展が早くなり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、<b>恒設代替低圧注水ポンプ</b>及び<b>可搬式代替低圧注水ポンプ</b>による代替格納容器スプレイ、並びに<b>大容量ポンプ</b>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> <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> <p>【大飯】          設計の相違</p> <p>・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</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内FP挙動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下部床面での溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、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が重要現象となる。</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、溶融炉心・コンクリート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"> <li>・崩壊熱</li> <li>・燃料棒内温度変化</li> <li>・燃料棒表面熱伝達</li> <li>・燃料被覆管酸化</li> <li>・燃料被覆管変形</li> <li>・沸騰・ポイド率変化</li> <li>・気液分離・対向流</li> </ul> <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"> <li>・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>・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</li> <li>・原子炉容器破損、溶融</li> <li>・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</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・区画間の流動</li> <li>・スプレイ冷却</li> <li>・水素濃度変化</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</li> <li>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱</li> <li>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性</li> </ul>	<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、溶融炉心・コンクリート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"> <li>・崩壊熱</li> <li>・燃料棒内温度変化</li> <li>・燃料棒表面熱伝達</li> <li>・燃料被覆管酸化</li> <li>・燃料被覆管変形</li> <li>・沸騰・ポイド率変化</li> <li>・気液分離・対向流</li> </ul> <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"> <li>・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>・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</li> <li>・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融</li> <li>・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</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・区画間の流動</li> <li>・スプレイ冷却</li> <li>・水素濃度変化</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</li> <li>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱</li> <li>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性</li> </ul>	<p>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タンクを使用し、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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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の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により格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量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><b>(2) 有効性評価の条件</b>                      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。また、初期条件の酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。</p>	<p><b>ガス発生</b>                      ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <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。                      (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><b>(2) 有効性評価の条件</b>                      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、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1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) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり                      原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。                      (b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への</p>	<p><b>ガス発生</b>                      ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <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><b>(2) 有効性評価の条件</b>                      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、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.5.1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) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり                      原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。                      (b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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) 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圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.5.1 図及び第3.5.2 図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッションチェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サブプレッションプール水位、サブプレッションプール水温、格納容器下部水位並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第3.5.3 図から第3.5.12 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「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>b. 評価項目等</p> <p>溶融炉心落下前の格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の格納容器下部への注水の継</p>	<p>熱流束の上限</p> <p>大気圧条件で0.8MW/m<sup>2</sup>相当とする。</p> <p>(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p> <p>(3) 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。溶融炉心・コンクリート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下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第7.2.5.1 図及び第7.2.5.2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約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、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマツトに有意な侵食は発生しない。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.13, 7.2.5.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>ベースマツト侵食深さは第7.2.5.2 図に示すとおり、代替格納容器スプレイによる原子炉下</p>	<p>熱流束の上限</p> <p>大気圧条件で0.8MW/m<sup>2</sup>相当とする。</p> <p>(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p> <p>(3) 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。溶融炉心・コンクリート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下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第3.5.1 図及び第3.5.2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生の約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、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマツトに有意な侵食は発生しない。</p> <p>(添付資料3.1.1.14, 3.5.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>ベースマツト侵食深さは第3.5.2 図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部</p>	<p>PWR と BWR の相違</p> <p>・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】</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・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】</p> <p>解析結果の相違</p> <p>対策設備の相違</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>続によって、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cmに抑えられ、格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。</p> <p>格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約1.7mのコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約2cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>格納容器下部床面コンクリート侵食に対しては、格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約4.3mであり、格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約2cmであるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、格納容器下部についてはコンクリート侵食量が約2cmであるため、約11kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>なお、格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約7時間後から約23時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への溶融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウェルに存在する非凝縮性</p>	<p>部キャビティへの注水により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは約3mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</p>	<p>キャビティに落下した溶融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは約5mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため、ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満（約0.004vol%）である。また、ドライウェル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウェルにおいて約2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後は、格納容器下部に50m<sup>3</sup>/hの注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。                      （添付資料3.5.1）</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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(8)の評価項目について、格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量<sup>※1</sup>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(5)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「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。</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(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「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）」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「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(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</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(1)、(2)、(3)、(4)、(5)及び(7)に示す評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧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と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)、(5)及び(7)に示す評価項目については、「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.3 原子炉圧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と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>(添付資料 3.5.2)</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.3 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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の破損に至り、溶融炉心が格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食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、<b>事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水操作とする。</b></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、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達及びコンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して溶融炉心の拡がりを抑制した場合及びデブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>なお、溶融炉心の粒子化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及びコンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配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。これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起</p>	<p>7.2.5.3 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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>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を用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制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、<b>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とする。</b></p>	<p>3.5.3 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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>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を用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制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とする。</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>対策設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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」で確認した結果を要約して記載している</li> </ul>

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>因事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約2.5時間後）で格納容器下部への初期水張りを行い、格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、ドライウェル水位を監視することによって、ドライウェル水位が0.02mまで低下したことを確認し、格納容器下部への注水を行うといった対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。</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及び原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mまで低下を確認した</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>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ことは同様</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>時点で格納容器下部への注水を実施するが、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压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であること及び原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度及び原子炉压力容器破損後のドライウェル水位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及び原子炉压力容器破損時の格納容器下部への注水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）は原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードS A F E Rの評価結果との比較により、水位低下幅は解析コードM A A Pの評価結果の方が大きく、解析コードS A F E R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>炉心損傷後の原子炉压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T M I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压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、原子炉压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があるが、炉心下</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、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、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、T M I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>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、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、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、T M I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>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>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ことは同様</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を起点としている格納容器下部への注水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>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉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。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさ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、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、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。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を起点としている格納容器下部への注水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>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉</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</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</p>	<p>運転員等操作の相違                  ・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける操作が女川にはあるが、泊にはない</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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、十数分早まる程度であり、格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への注水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>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-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力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、原子炉圧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>解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>・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> <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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シナリオでは、コンクリート侵食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炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、コンクリート侵食量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。                      (添付資料 3.5.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響                      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。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時</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及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱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>炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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は、ACE及びSURC実験解析により溶融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生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                      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>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱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>炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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は、ACE及びSURC実験解析により溶融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生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                      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>記載表現の相違                      ・記載は異なるが、感度解析等によりコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している点では、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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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。また、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響</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、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、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容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける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、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、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>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</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、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、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容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける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、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、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>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</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>記載内容の相違                      ・記載は異なるが、リロケーションの不確かさの影響が小さく、評価項目となるパラメータに与える影響が小さい点は、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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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り、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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、原子炉圧力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</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、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度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>炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAA-P 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」において、代表的な1100MWe BWR-5 Mark-I改相当のプラントに対して、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な</p>	<p>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容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、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>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食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及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知</p>	<p>れていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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おり、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>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食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及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>記載表現の相違              ・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破損時間がわずかに早まることを確認している点では、泊も女川も同様</p> <p>記載内容の相違              ・感度解析内容は相違するが、厳しい条件で感度解析を実施しても、格納容器の支持機能を維持できる点では、泊も</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較している。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）が、最も水への伝熱面積が小さいことを確認している。格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制する場合、ベースケースより除熱量が大きくなりコンクリート侵食量は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>また、溶融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	<p>見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化等により溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約18cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m<sup>2</sup>となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約18cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 7.2.4.11)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約5mmのコンクリート侵食が発生する。</p> <p>いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食さ</p>	<p>見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約17cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約14.5m<sup>2</sup>となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約17cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.12)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。</p> <p>なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさ及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。</p> <p>いずれのケースにおいても、実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食</p>	<p>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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>なお、本感度解析では、格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約124kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における格納容器下部への溶融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。このことから、本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、格納容器内の酸素濃度については、溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮</p>	<p>れてギャップが形成されたことで溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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は、ACE及びSURC実験解析より溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できること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ない。</p>	<p>されてギャップが形成されたことで溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリートの伝熱及び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は、ACE及びSURC実験解析より溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できること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ない。</p>	<p>記載内容の相違                  ・MCCIによる非凝縮性ガスの発生に関する影響評価については、泊は解析コードの不確かさを重要現象から考察しているが、女川は感度解析にて確認している</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>性ガスを考慮することは格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(3) b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%，ドライ条件で約3.2vol%）以下になるものと考えられる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>(添付資料 3.5.2, 3.5.3)</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に対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初</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 7.2.5.1 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としていることから、その中で有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価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、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和さ</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 3.5.1 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、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としていることから、その中で有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に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、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和</p>	<p>差異の説明</p> <p>記載表現の相違                  ・泊は具体的な項目名を記載している</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>

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること)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>初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m<sup>2</sup> 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は解析条件の 800kW/m<sup>2</sup> 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、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が抑制されるが、コンクリート侵食量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>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、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は抑制されるが、コンクリート侵食量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、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条</p>	<p>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>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>記載方針の相違                      ・主要解析条件が泊と女川で異なり、女川は溶融炉心からプール水への熱流速を主要解析条件としているため影響を考察している</p> <p>記載方針の相違                      ・女川は解析条件を</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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、原子炉圧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が、起因事象の違いによって操作手順（原子炉圧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及び原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること）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3.5.2)</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の約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、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の約51分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「3.5.3(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>定格値としている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"> <li>・女川は起因事象が給水流量の全喪失だが起因事象が異なった場合の影響を考察している。</li> <li>・泊の起因事象は大規模な LOCA である Excess LOCA が発生した場合の影響を考察している。</li> <li>・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</li> </ul> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・女川には同様の設備はない</li> </ul>

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、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>初期条件の溶融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m<sup>2</sup> 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m<sup>2</sup> 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第 3.5.13 図に示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約 18cm、壁面で約 18cm に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 124kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約 487kg の水素が発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における格納容器</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・主要解析条件が泊と女川で異なり、女川は溶融炉心からプール水への熱流束を主要解析条件としているため影響を考察している</li> </ul>

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>下部への溶融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。このことから、本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて格納容器内の気相濃度を評価しても、格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、格納容器内の酸素濃度については、溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%、ドライ条件で約3.2vol%）以下となる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、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が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。侵食は内側鋼板内に抑えられ、外側鋼板に影響はないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、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が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、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量を評価するに当たり、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。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、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評価条件と同様、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</p>	<p>地震により ExcessLOCA 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"> <li>・1次冷却材高温側配管 全ループ破断</li> <li>・1次冷却材低温側配管 全ループ破断</li> <li>・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）</li> </ul> <p>いずれの感度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</p>	<p>地震により ExcessLOCA 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"> <li>・1次冷却材高温側配管全ループ破断</li> <li>・1次冷却材低温側配管全ループ破断</li> <li>・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）</li> </ul> <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</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川は起因事象が給水流量の全喪失だが起因事象が異なった場合の影響を考察している。</li> <li>・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</li> </ul>



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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約3.0時間となる。その結果、第3.5.14図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、同様に原子炉圧力容器破損までの時間を約3.0時間とし、仮に溶融炉心のドレン Samp への流入を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第3.5.15図に示すとおり、ドレン Samp のコンクリート侵食量は、床面で約20cm、壁面で約16cmに抑えられ、原子炉格納容器バウンダリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。いずれの場合においてもコンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b. 評価項目等」と同じとなる。</p> <p>なお、ベースケースにおける格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約7時間後から約23時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への溶融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブレーションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため、ド</p>	<p>間は基本ケースである大破断 LOCA 時と同様に事象発生約 49 分後とした。その結果、第 7.2.5.3 図から第 7.2.5.8 図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.19)</p>	<p>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 3.5.3 図から第 3.5.8 図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p>	<p>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>

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>ライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満（約0.004vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</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が、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビテ</p>		<p>設備の相違                  ・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</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、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℃に到達するまでには事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、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>イ水量には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</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>本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p><b>【7.2.1.1 格納容器過圧破損より再掲】</b></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>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>本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p><b>【3.1.1 格納容器過圧破損より再掲】</b></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>・女川には同様の設備はない</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>操作条件の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mまで低下した時点（事象発生から約6.2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、原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mに低下するまで事象発生から約6.2時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作はドライウェル水位を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、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。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料3.5.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                      操作条件の溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、</p>	<p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(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操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条</p>	<p>格納容器内自然対流冷却の操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第3.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(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</p>	<p>手順の相違                      ・女川では格納容器下部注水の操作に関して影響を考察している                      ・泊には同様の手順はない（泊は格納容器スプレイにより下部キャビティに水張を行う）</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</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作は、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。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作については、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。原子炉压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</p>	<p>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容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「(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>(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操作の操作余裕時間を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の約49分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第7.2.5.9図及び第7.2.5.10図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.4mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、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>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容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「2.5.3(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>(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の操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の約51分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第3.5.9図及び第3.5.10図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約0.9mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、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>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</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川では格納容器下部注水の操作に関して影響を考察している</li> <li>・泊には同様の手順はない（泊は格納容器スプレイにより下部キャビティに水張を行う）</li> </ul> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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>操作条件の溶融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作については、原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mに低下するまでの時間は事象発生から約6.2時間あり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: center;">（添付資料3.5.2）</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<b>操作時間余裕</b>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>(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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の<b>拡がり</b>、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の<b>拡がり</b>を極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原</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、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の<b>拡がり</b>、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の<b>拡がり</b>を極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原</p>	<p>手順の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川では格納容器下部注水操作の時間余裕について考察している</li> <li>・泊には同様の手順はない（泊は格納容器スプレイにより下部キャビティに水張を行う）</li> </ul> <p>記載内容の相違          記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はまとめとして様々な不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響がないことを記載している</li> </ul>

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の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、<b>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熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</b></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。<b>また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</b></p> <p>(添付資料7.2.5.2, 7.2.5.3)</p>	<p>子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の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、<b>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。</b></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 3.5.3、3.5.4)</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.4 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>7.2.5.4 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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>3.5.4 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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、<b>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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水手段を整備している。</b></p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「<b>過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）</b>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、<b>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</b></p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.5.1）</p>	<p>7.2.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、<b>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、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対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を用いた代替格納容器スプレイによって原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</b></p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「<b>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</b>」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、<b>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、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</b></p> <p>その結果、<b>ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを確認した。長期的には、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</b></p> <p>また、<b>原子炉格納容器圧力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</b></p>	<p>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、<b>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が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対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を用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</b></p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「<b>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</b>」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、<b>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、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</b></p> <p>その結果、<b>ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを確認した。長期的には、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</b></p> <p>また、<b>原子炉格納容器圧力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</b></p>	<p>差異の説明</p> <p>対策の相違</p> <p>評価事故シーケンスの相違</p> <p>・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</p> <p>・記載は異なるが、上記対策を実施することで原子炉格納容器の破損を防止できる点は、泊も女川も同様</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊ではMCCI以外</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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、<b>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</b>。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<b>一定の余裕</b>がある。</p> <p><b>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</b>。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、<b>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である</b>。</p>	<p>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については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、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」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、<b>原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい</b>。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、<b>原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない</b>。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びに<b>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</b>。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<b>操作時間余裕があることを確認した</b>。</p> <p>発電所災害対策要員は、<b>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</b>。また、必要な水源、燃料及び電源については、<b>全交流動力電源喪失時においても供給可能である</b>。</p> <p>以上のことから、<b>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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である</b>。</p>	<p>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については「3.1.1 格納容器過圧破損」、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」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、<b>原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない</b>。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びに<b>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</b>。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<b>操作時間余裕があることを確認した</b>。</p> <p>重大事故等対策要員は、<b>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</b>。また、必要な水源、燃料及び電源については、<b>全交流動力電源喪失時においても供給可能である</b>。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、<b>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「溶融炉心・</b></p>	<p>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>記載方針の相違          ・泊はまとめとして様々な不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響がないことを記載している</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</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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
		「コンクリート相互作用」に対して有効である。	・泊は CV 冷却手段も記載している

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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7.2.5.1表 「熔融炉心・コンクリート相互作用」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) (1/4)</p> <table border="1" data-bbox="1160 310 1617 1558"> <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>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (2.652MW) × 1.02</td> <td>評価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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>評価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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>306.6+2.2℃</td> <td>評価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。</td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>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)</td> <td>17×17 型燃料集合体を表層した3ループプラントを包括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・プルトニウム混合酸化燃料の表層を考慮している。</td> </tr> </tbody> </table>	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、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、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、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 型燃料集合体を表層した3ループプラントを包括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・プルトニウム混合酸化燃料の表層を考慮している。	<p>第3.5.1表 「熔融炉心・コンクリート相互作用」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) (1/4)</p> <table border="1" data-bbox="1917 319 2570 1444"> <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>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (3.411MW) × 1.02</td> <td>評価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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>評価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。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>307.1+2.2℃</td> <td>評価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。</td> </tr> <tr> <td>炉心崩壊熱</td> <td>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)</td> <td>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している。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)</td> <td>50t (1基当たり)</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器 自由体積</td> <td>72,900m<sup>3</sup></td> <td>評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>設計値に余裕を考慮した小さい値</td> <td>評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。</td> </tr> </tbody> </table>	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、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、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、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している。	蒸気発生器 2次側保有水量 (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	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	<p>記載方針の相違                      ・女川は DCH と同じ条件のため記載していない</p>
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、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、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、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 型燃料集合体を表層した3ループプラントを包括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・プルトニウム混合酸化燃料の表層を考慮している。																																														
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、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、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、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している。																																														
蒸気発生器 2次側保有水量 (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	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。																																														
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値	評価結果を厳しくするよう、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。																																														

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

女川原子力発電所2号炉
-------------

泊発電所3号炉		
第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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）（2/4）		
項目 起因事象 安全機能の喪失に対する仮定 外部電源 水素の発生 事故条件	主要解析条件 大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断 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所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 外部電源なし ジルココウム-水反応を考慮	条件設定の考え方 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。 EOCs 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生を観点で厳しい条件として、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を喪失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。 「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、水素発生によるジルココウム-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。

大飯発電所3/4号炉		
第3.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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）（2/4）		
項目 起因事象 安全機能の喪失に対する仮定 外部電源 水素の発生 事故条件	主要解析条件 大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断 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所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 外部電源なし ジルココウム-水反応を考慮	条件設定の考え方 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。 EOCs 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ず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生を観点で厳しい条件として、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を喪失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。 「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、水素発生によるジルココウム-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
記載方針の相違 ・女川は DCH と同じ条件のため記載していない

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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) (3/4)</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次冷却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、信号戻遅れ時間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 80m<sup>3</sup>/h (蒸気発生器3基合計)</td> <td>タービン動補給水ポンプの作動時間は、管号遅れとポンプ定速達成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>4.0MPa(gage) (最低保持圧力)</td> <td>タービン動補給水ポンプの設計値115m<sup>3</sup>/hから、ミニフロー流量35m<sup>3</sup>/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>29.0m<sup>3</sup> (1基当たり)</td> <td>炉心への注水のタイミングを速くし、炉心損傷のタイ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>140m<sup>3</sup>/h</td> <td>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>2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)</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>効果を期待せず</td> <td>粗フィル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。</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の原子炉下部キャビティ床底面での批がり</td> <td>原子炉下部キャビティ床底面の全面</td> <td>原子炉格納容器圧力の観点で低くなるように、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>溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達</td> <td>0.8MW/m<sup>2</sup>相当 (大気圧条件)</td> <td>米国の新設計に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提とした考え方が採用されているため、有効性評価においても同様の考え方に則り設定。</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心とコンクリートの伝熱</td> <td>溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず</td> <td>水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。</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次冷却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、信号戻遅れ時間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 80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補給水ポンプの作動時間は、管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(gage) (最低保持圧力)	タービン動補給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり)	炉心への注水のタイミングを速くし、炉心損傷のタイ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	140m <sup>3</sup> /h	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小保有水量を設定。	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)	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	効果を期待せず	粗フィル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。	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床底面での批がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	原子炉格納容器圧力の観点で低くなるように、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。	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達	0.8MW/m <sup>2</sup> 相当 (大気圧条件)	米国の新設計に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提とした考え方が採用されているため、有効性評価においても同様の考え方に則り設定。	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。	<p>第3.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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) (3/4)</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次冷却ポンプ電源電圧低下 (定格値の92.6%) (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、信号戻遅れ時間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 300m<sup>3</sup>/h (蒸気発生器4基合計)</td> <td>タービン動補給水ポンプの作動時間は、管号遅れとポンプ定速達成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>4.0MPa(gage) (最低保持圧力)</td> <td>タービン動補給水ポンプの設計値250m<sup>3</sup>/hから、ミニフロー流量50m<sup>3</sup>/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>26.6m<sup>3</sup> (1基当たり)</td> <td>炉心への注水のタイミングを速くし、炉心損傷のタイ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代替格納容器スプレイ流量</td> <td>130m<sup>3</sup>/h</td> <td>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持圧力を設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>3基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約165℃、 約4.1MW～約11.2MW</td> <td>設計上期待できる値として設定。</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達</td> <td>効果を期待せず</td> <td>設計値より小さい値を設定。</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心とコンクリートの伝熱</td> <td>溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず</td> <td>原子炉格納容器圧力の観点で低くなるように、静的接触式水素再結合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> </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次冷却ポンプ電源電圧低下 (定格値の92.6%) (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、信号戻遅れ時間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 300m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器4基合計)	タービン動補給水ポンプの作動時間は、管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(gage) (最低保持圧力)	タービン動補給水ポンプの設計値250m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量50m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。	蓄圧タンク保有水量	26.6m <sup>3</sup> (1基当たり)	炉心への注水のタイミングを速くし、炉心損傷のタイ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代替格納容器スプレイ流量	130m <sup>3</sup> /h	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持圧力を設定。	格納容器再循環ユニット	3基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約165℃、 約4.1MW～約11.2MW	設計上期待できる値として設定。	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達	効果を期待せず	設計値より小さい値を設定。	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	原子炉格納容器圧力の観点で低くなるように、静的接触式水素再結合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。	<p>記載方針の相違                      ・女川はDCHと同じ条件のため記載していない</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次冷却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、信号戻遅れ時間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 80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補給水ポンプの作動時間は、管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(gage) (最低保持圧力)	タービン動補給水ポンプの設計値115m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。																																																													
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり)	炉心への注水のタイミングを速くし、炉心損傷のタイ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	140m <sup>3</sup> /h	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小保有水量を設定。																																																													
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)	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	効果を期待せず	粗フィル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。																																																													
溶融炉心の原子炉下部キャビティ床底面での批がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	原子炉格納容器圧力の観点で低くなるように、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。																																																													
溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達	0.8MW/m <sup>2</sup> 相当 (大気圧条件)	米国の新設計に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提とした考え方が採用されているため、有効性評価においても同様の考え方に則り設定。																																																													
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。																																																													
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																													
原子炉トリップ	1次冷却ポンプ電源電圧低下 (定格値の92.6%) (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、信号戻遅れ時間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 300m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器4基合計)	タービン動補給水ポンプの作動時間は、管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(gage) (最低保持圧力)	タービン動補給水ポンプの設計値250m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量50m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。																																																													
蓄圧タンク保有水量	26.6m <sup>3</sup> (1基当たり)	炉心への注水のタイミングを速くし、炉心損傷のタイ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代替格納容器スプレイ流量	130m <sup>3</sup> /h	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持圧力を設定。																																																													
格納容器再循環ユニット	3基 1基当たりの除熱特性： 100℃～約165℃、 約4.1MW～約11.2MW	設計上期待できる値として設定。																																																													
溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達	効果を期待せず	設計値より小さい値を設定。																																																													
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	原子炉格納容器圧力の観点で低くなるように、静的接触式水素再結合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。																																																													

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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) (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="1163 310 1555 1822"> <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>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>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。</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>事象発生の24時間後</td> <td>格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。</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> <p>重大事故等対策に関連する操作条件</p>	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代替格納容器スプレイの開始	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停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。	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3.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」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) (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="2092 319 2424 1789"> <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>代替低圧注水ポンプ作動</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>代替低圧注水ポンプ停止</td> <td>事象発生の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>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> <p>重大事故等対策に関連する操作条件</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	代替低圧注水ポンプ作動	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。	代替低圧注水ポンプ停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。	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	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。	<p>記載方針の相違                      ・女川はDCIと同じ条件のため記載していない</p>
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代替格納容器スプレイの開始	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停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。																									
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																									
代替低圧注水ポンプ作動	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。																									
代替低圧注水ポンプ停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。																									
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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移</p> <p>第 3.5.2 図 原子炉水位（シュワウド内外水位）の推移</p>	<p>第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p> <p>第 7.2.5.2 図 ベースマツト侵食深さの推移</p>	<p>第 3.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p> <p>第 3.5.2 図 ベースマツト侵食深さの推移</p>	<p>以降、事象進展が大きく異なるため大飯と比較</p> <p><b>【大飯】</b>          解析結果の相違          ・泊3号は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い。</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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 3.5.3 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移                  (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移                  (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違                  ・泊3号は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い。</p>
<p>第 3.5.4 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移                  (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移                  (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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 3.5.5 図 ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<p>第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移                  （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>第 3.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移                  （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違                  ・泊3号は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い。</p>
<p>第 3.5.6 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<p>第 7.2.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移                  （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</p>	<p>第 3.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移                  （低温側配管全ループ破断時の影響確認）</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>原子炉圧力容器破損後の圧力容器ベドスタル水の蒸発によって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれるため、事象発生から数時間後のドライウェルの気相濃度はほぼ100%が水蒸気となる。このため、ドライ条件での気相組成は水の放射線分解によって生じる水素及び酸素が支配的となるが、そのウェット条件での酸素濃度は1 vol%未満であり、ドライウェルの圧力が低下すればサブプレッションチェンバから気体が入ることから、この時点でのドライ条件が成立することは現実には起こり得ない。</p> <p>格納容器下部への放射熱落下に伴う水素の発生</p> <p>格納容器スプレイにより、サブプレッションチェンバからドライウェルへ非凝縮性ガスが流入することにより、気相濃度はサブプレッションチェンバと同様になる。</p> <p>放射線分解により水素及び酸素濃度が増加</p> <p>燃焼可能限界 (5 vol%)</p>	<p>感度ケース (Excess LOCA: 原子炉容器下端破損)</p> <p>基本ケース (高温側配管破断)</p> <p>高温高圧の1次冷却材の放出後、原子炉下部キャビティ内で蒸発することによる水量の低下</p> <p>原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下開始 (約35分)</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開始 (約49分) 後、水量が増加に転じる</p> <p>時間 (時)</p>	<p>感度ケース (Excess LOCA: 原子炉容器下端破損)</p> <p>基本ケース (高温側配管破断)</p> <p>原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下開始 (約38分)</p> <p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始 (約51分) 後、水量が増加に転じる。</p> <p>時間 (時)</p>	<p><b>【大飯】</b>  <b>解析結果の相違</b>                  ・泊3号は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い。</p>
<p>第3.5.7図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第7.2.5.7図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第3.5.7図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	
<p>燃料棒線管温度上昇に伴い、ジルコニウム-水反応が開始し、発生した水素が流入</p> <p>放射線分解により水素及び酸素濃度が増加</p> <p>燃焼可能限界 (5 vol%)</p>	<p>感度ケース (Excess LOCA: 原子炉容器下端破損)</p> <p>基本ケース (高温側配管破断)</p> <p>有意な侵食は発生しない</p> <p>時間 (時)</p>	<p>感度ケース (Excess LOCA: 原子炉容器下端破損)</p> <p>基本ケース (高温側配管破断)</p> <p>有意な侵食は発生しない</p> <p>時間 (時)</p>	<p><b>解析結果の相違</b></p>
<p>第3.5.8図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第7.2.5.8図 ベースマット侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第3.5.8図 ベースマット侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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 3.5.9 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移          （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）</p>	<p>第 3.5.9 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移          （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                  ・泊3号は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い。</p>
<p>第 3.5.10 図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>第 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さの推移          （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）</p>	<p>第 3.5.10 図 ベースマット侵食深さの推移          （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）</p>	

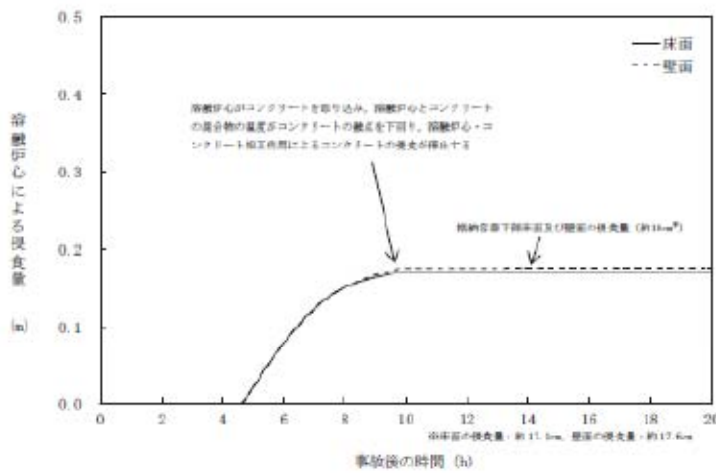
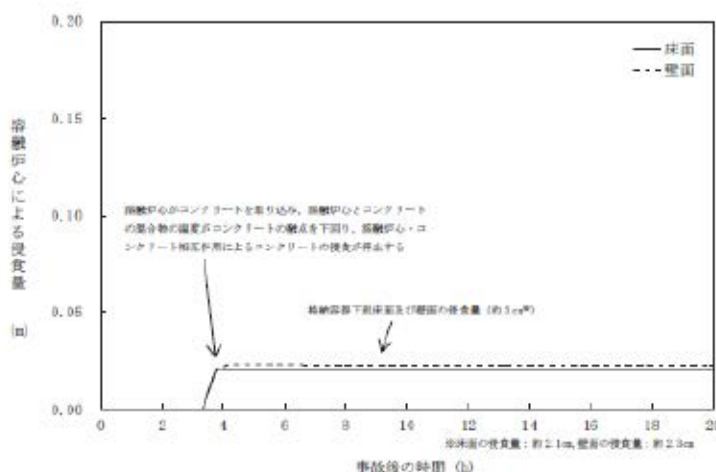
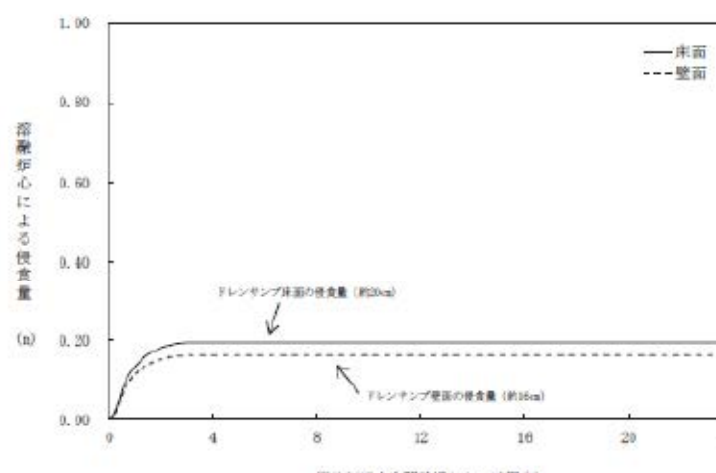
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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 3.5.11 図 格納容器下部水位の推移</p>			
<p>第 3.5.12 図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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3.5.13図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移          (溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)</p>			
 <p>第3.5.14図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移          (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)</p>			
 <p>第3.5.15図 ドレンサンプ床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移          (ドレンサンプへの溶融炉心の流入を考慮する場合)</p>			