

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE722-9 r. 6. 0
提出年月日	令和5年3月27日

## 泊発電所 3 号炉

### 重大事故等対策の有効性評価 比較表

#### 7. 2. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

令和 5 年 3 月

北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
------------	------------	-------------	---------	------

**比較結果等をとりとめた資料**

**1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)**

**1-1) 設計方針・運用・体制などを修正した箇所と理由**

- 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. 他社審査会の指摘事項等を確認した結果、変更したもの：なし
- d. 当社が自主的に変更したもの：なし

**1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由**

- a. 大飯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. 他社審査会の指摘事項等を確認した結果、変更したもの：なし
- d. 当社が自主的に変更したもの：なし

**1-3) バックフィット関連事項**

なし

**2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要**

**2-1) 比較表の構成について**

・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している

**2-2) 泊3号炉の特徴について**

- ・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）
  - 補助給水流量が小さい
  - 余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い）
  - CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い）
- ：「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保水水量の回復が遅くなる傾向がある
- ：「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる
- ：原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある

**2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）**

項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	LOCA、過渡現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、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとれない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気圧力が上昇し、原子炉急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。	LOCA、過渡現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、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとれない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気圧力が上昇し、原子炉急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。	LOCA、過渡現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、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとれない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気圧力が上昇し、原子炉急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし （記載表現は異なるが格納容器破損モードの特徴としては同等）

赤色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容  
 青色：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑色：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大飯発電所3/4号炉		高浜発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉	
<b>2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>							
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由	相違理由	相違理由	相違理由
格納容器破損防止対策	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉格納容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」	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、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉格納容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。	1次冷却材圧力が高い状態で原子炉格納容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備する。	相違なし (記載表現は異なるが格納容器破損防止対策としては同等)	相違なし (記載表現は異なるが格納容器破損防止対策としては同等)	相違なし (記載表現は異なるが格納容器破損防止対策としては同等)	相違なし (記載表現は異なるが格納容器破損防止対策としては同等)
評価事故シーケンス				相違なし	相違なし	相違なし	相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	1次冷却材圧力：原子炉容器破損に至る事象発生約7.1時間後に1次冷却材圧力は約1.8MPa[gage]であり、原子炉容器破損前までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る。	1次冷却材圧力：原子炉容器破損に至る事象発生約7.8時間後に1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損前までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。	1次冷却材圧力：原子炉容器破損に至る事象発生約8.0時間後に1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損前までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されている。	解析結果の相違	解析結果の相違	解析結果の相違	解析結果の相違
<b>2-4) 主な相違</b>							
・泊、大飯、高浜のプラント設備の相違による差異以外で、上記2-3)に記載した事項以外の主な相違はない							
<b>2-5) 相違理由の省略</b>							
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由	相違が生じている理由	相違が生じている理由	相違が生じている理由
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置 原子炉格納容器水素燃焼装置 恒設代替低圧注水ポンプ 大容量ポンプ	静的触媒式水素再結合装置 原子炉格納容器水素燃焼装置 恒設代替低圧注水ポンプ 大容量ポンプ	原子炉格納容器内水素処理装置 格納容器水素イグナイタ 代替格納容器スプレイポンプ 可搬型大型送水ポンプ車	相違なし	相違なし	相違なし	相違なし
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ 開操作 1次冷却系 低下 動作 エネルギー	原子炉下部キャビティ 開放 1次系 低下 動作 エネルギー	原子炉下部キャビティ 開操作 1次冷却系 減少 動作 エネルギー	(大飯と同様) (大飯と同様) (大飯と同様)	(大飯と同様) (大飯と同様) (大飯と同様)	1次冷却系の保有"水量"に対して低下ではなく減少がより適正と判断 (大飯と同様)	泊はエネルギーで統一

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	泊発電所3号炉	泊発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                      3.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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量して、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとられない場合は、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p>	<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                      3.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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量して、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとられない場合は、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p>	<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                      3.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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、TQUX、長期TB、TBD、TBU及びS2Eである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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量する。このため、緩和措置がとれない場合には、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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、溶融炉心、水蒸気及び水素の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が増えらるることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施</p>	<p>7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱                      7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TEI、TED、SEI、TEW、SLW、SLI及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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量する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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、溶融炉心、水蒸気及び水素の急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が増えらるることを防止するため、原子炉容器破損までに加工器逃がし等の手動操作により1次冷却系の減圧</p>	<p>【4版、高向】                      記載内容の相違                      【4版、高向】                      記載内容の相違                      【4版、高向】                      記載内容の相違</p>

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<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、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>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、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によって、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するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルター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>を<b>実施することによって</b>、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、<b>代替格納容器スプレイポンプ及びC、D一極格納容器再循環ユニットによって</b>原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、<b>代替格納容器スプレイポンプによって</b>原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、<b>原子炉格納容器内水素処理装置によって</b>継続的に発生する水素を処理、低減させることにも最終的な熱の逃がし場への輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気冷却の除熱を行う。</p> <p>【4項、5項】              記載方針相違              ・他項に比べて詳細に関して記載が追加              ・伊方と同様</p>
<p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「高圧溶融物放出」</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「高圧溶融物放出」</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「高圧溶融物放出」</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「高圧溶融物放出」</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
	<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シナリオに対しては、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、1次系圧力が高い高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を抑制する。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、<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</b>による代替格納容器スプレッド、並びに原子炉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準備する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレッド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>高浜発電所3/4号炉</p> <p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シナリオに対しては、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、1次系圧力が高い高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。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、<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</b>による代替格納容器スプレッド、並びに原子炉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準備する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレッド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>女川原子力発電所2号炉</p> <p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シナリオに対して、原子炉圧力が高い状態で原子炉格納容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧が可能とするため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手动開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、格納容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の環境条件を緩和する観点から原子炉格納容器代替スプレッド冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備し、原子炉格納容器破損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ッド冷却系（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並びに原子炉格納容器フィルターバント系による格納容器除熱手段を整備する。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シナリオに対して、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉格納容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を整備する。</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<b>代替格納容器スプレッドポンプ</b>による代替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準備する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレッドによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>

大坂発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る。</p>	<p>る。</p>	<p>力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。                  本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下のa. からj. に示すとともに、a. からj. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.2.1表に示す。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以下のa. からg. である。                  本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第3.2.1図から第3.2.4図に、対応手順の概要を第3.2.5図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2.1図及び第3.2.2図である。                  本格納容器破損モードにおける評価事故シナリオにおいて重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計30名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長1名、発電副課長1名及び運転操作対応を行う運転員5名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第3.2.6図に示す。</p> <p>なお、評価事故シナリオ以外の事故シナリオについては、作業項目を評価事故シナリオと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対応可能である。</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム</p>	<p>ある。</p>	<p>【女川】                  記載内容の相違                  ・泊、大坂、高浜は格納容器過温破損シナリオと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シナリオと同様に同様の記載を記している</p>

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
		<p>確認</p> <p>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して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>また、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生した場合、同時に外部電源喪失が発生したことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低でECCS等の自動起動信号が発生するが、全てのECCS等が機能喪失<sup>a1</sup>していることを確認する。</p> <p>ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。</p> <p>※1 ECCS等による注水ができないう状態。高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重量する場合や高圧炉心スプレイス及び原子炉隔離時冷却系並びに自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができないう場合を想定。</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。</p> <p>炉心損傷の判断は、ドライウエル</p>	相違理由



大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大坂発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>又はサブプレッショントラップ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内のpH調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内のpHを7以上に制御することで、分子状無機イオン素の生成が抑制され、その結果、有機イオン素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機イオン素の放出量を低減させることができる。</p> <p>なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）である。</p> <p>e. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、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、原子炉注水手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）2</p>	<p>泊発電所3号炉</p>	<p>相違理由</p>

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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p>		<p>個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力等である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p>(添付資料3.2.1)</p> <p>f. 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</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により溶融炉心の炉心下部ブレナムへの移行を確認した場合、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水<sup>※</sup>を実施する。また、ドライウエル水位がドライウエル床面より0.23m上に水位があることを表示ランプが点灯した時点で停止する。</p> <p>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を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、原子炉格納容器下部水位等である。</p> <p>※2 格納容器下部注水を原子炉格納容器代替スプレイ冷却系にて実施することにより、格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。</p> <p>なお、本操作に期待しない場合で</p>		

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
		<p>あっても、評価上、原子炉圧力容器底部破損に至るまでの間、速がし安全弁（自動減圧機能）は原子炉減圧機能を維持できる。</p> <p>g. 原子炉圧力容器破損確認</p> <p>原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温等を継続監視する。</p> <p>格納容器下部水温の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウェル圧力の急激な上昇、格納容器下部の雰囲気温度の急激な低下、格納容器内水素濃度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器の破損を判断する。</p> <p>これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移することによって原子炉圧力容器破損を再確認する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、原子炉格納容器下部温度等である。</p> <p>h. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部</p>	相違理由

大阪発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>注水により、ドライウエル水位にて                  ドライウエル床面より 0.02m 上に                  水位があることを表すランプが消                  灯していた場合、ドライウエル床面                  より 0.23m 上に水位があることを                  表すランプが点灯するまで注水を                  実施する。溶融炉心の冠水状態を維                  持するとともに、圧力抑制室水位の                  上昇を抑制し、原子炉格納容器フィ                  ルタベント系による除熱操作の遅                  延を図り、可能な限り外部への影響                  を軽減する観点から 0.02m から                  0.23m の範囲に水位を維持する。</p>	<p>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                  容器下部注水を確認するために必                  要な計装設備は、原子炉格納容器下                  部注水流量等である。原子炉格納容                  器下部注水系（常設）（復水移送ポ                  ンプ）により溶融炉心の冷却が継続                  して行われていることは、原子炉格                  納容器下部注水流量のほか、ドライ                  ウエル水位によっても確認するこ                  とができる。</p>	<p>i. 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                  格納容器圧力が 0.640MPa [gage]                  に到達した場合又はドライウエル                  温度が 190℃以上上昇した場合                  は、中央制御室からの遠隔操作にて                  格納容器へのスプレイ開始に必要                  な電動弁（残留熱除去系格納容器ス                  プレイ隔離弁）の開操作及び屋外で                  の手動操作にて格納容器へのスプ                  レイ流量調整に必要な手動弁（格納                  容器スプレイ弁）の流量調整操作に                  より大容量送水ポンプ（タイプI）</p>	<p>相違理由</p>

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
		<p>を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>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時に、格納容器圧力が0.54MPa [Gage]まで低下した場合又はドライウエル温度が150℃以下に低下した場合、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。</p> <p>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（間欠運転）を確認するために必要な計装設備は、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、原子炉格納容器代替スプレイ流量等である。</p> <p>j. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び格納容器除熱<sup>※3</sup></p> <p>原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備を開始する。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び格納容器除熱を開始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停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作する</p>	相違理由

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ことで原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による溶融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却ポンプ出口流量、ドライウェル圧力、サブプレッジョンポンプ水温度等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気酸素濃度等である。</p> <p>※3 本格納容器破損モードの評価事故シナケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に原子炉補機代替冷却水系の設計値を用いる。</p>		

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。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、雰囲気直接加熱の観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シナリが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能</li> </ul>	<p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次系の減圧の観点から厳しい。「T**」のうち、最も1次冷却材圧力が高くなる全交流動力電源喪失等による加圧器逃がし弁の機能喪失は「TED」に含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シナリが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能</li> </ul>	<p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事象シナリは、「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TQUX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む高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）である。</p> <p>本評価事象シナリは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシナリであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（ECCS等）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した<sup>※4</sup>。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p>※4 原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による</p>	<p>7.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、1次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象「T**」が1次冷却系の減圧の観点から厳しい。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、雰囲気直接加熱の観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シナリが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故</li> <li>手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に補助給水機能</li> </ul>	

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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器素因気直接加熱	泊発電所3号炉	泊発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>上記事故シナリオのうち、評価事故シナリオは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シナリオにおいては、<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</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、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シナリオは「3.1.2 格納容器過温破損」と同様のシナリオとなる。</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 素因気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シナリオで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重量する事故シナリオへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シナリオへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態に破損に至る事故シナリオを選定する必要があることから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シナリオは、本格納容器破損モードの評価事故シナリオには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シナリオに示される、炉心損傷後に再度原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階でECCSである低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧回路が動作せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われ</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>上記事故シナリオのうち、評価事故シナリオは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シナリオにおいては、<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</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、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シナリオは「3.1.2 格納容器過温破損」と同様のシナリオとなる。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>上記事故シナリオのうち、評価事故シナリオは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シナリオにおいては、<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</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、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シナリオは「3.1.2 格納容器過温破損」と同様のシナリオとなる。</p>	<p>相違理由</p> <p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul> <p>上記事故シナリオのうち、評価事故シナリオは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シナリオにおいては、<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</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、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シナリオは「3.1.2 格納容器過温破損」と同様のシナリオとなる。</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧回路は低圧注水系又は低圧炉心スプレイス系の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水系及び低圧炉心スプレイス系がともに機能喪失している状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シナジェンシに加え全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シナジェンシへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シナジェンシへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安</p>		

大坂発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>全弁（自動減圧機能）の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、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）の自動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）に期待し、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）の自動開操作によって原子炉減圧することにより、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上とおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同様のシナジェンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉
<p>大阪発電所3／4号炉</p> <p>本評価事故シナリオにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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>・1次冷却系における構造材との熱伝達</li> <li>・1次冷却系における蓄圧タンク注水</li> <li>・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達</li> <li>・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>・蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト</li> <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原子炉容器内溶融燃料—冷却材相互作用</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</li> </ul>	<p>高浜発電所3／4号炉</p> <p>本評価事故シナリオにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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>・1次冷却系における構造材との熱伝達</li> <li>・1次冷却系における蓄圧タンク注水</li> <li>・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>・蒸気発生器における1次側、2次側の熱伝達</li> <li>・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>・蒸気発生器における2次側水位変化、ドライアウト</li> <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内における原子炉容器内溶融燃料—冷却材相互作用</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破損、溶融</li> <li>・炉心損傷後の原子炉容器における</li> </ul>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シナリオでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）並びに炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達及び原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>本評価事故シナリオにおいて、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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>・1次冷却系における構造材との熱伝達</li> <li>・1次冷却系における蓄圧タンク注水</li> <li>・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>・蒸気発生器における1次側、2次側の熱伝達</li> <li>・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）</li> <li>・蒸気発生器における2次側水位変化、ドライアウト</li> <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内における溶融燃料—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破損、溶融</li> <li>・炉心損傷後の原子炉容器における</li> </ul>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>1 次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器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>(添付資料 3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間を与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオ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3.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</p>	<p>1 次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器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>(添付資料 3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間を与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオ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3.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</p>	<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の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により原子炉圧力容器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、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p>	<p>1 次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系及び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1次冷却材圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオ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7.2.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.1)</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオ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7.2.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.1)</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオ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7.2.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.1)</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオ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7.2.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.1)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
		<p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を想定する。さらに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にも期待しないものとする。</p> <p>これは、原子炉を減圧できないうちを想定するためである。</p> <p>※5 原子炉圧力容器破損前における低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の機能喪失を想定する。原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）等、原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>本評価事故シナケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定す</p>	相違理由

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) リロケーション                      炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>(b) 原子炉容器破損                      最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) リロケーション                      炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>(b) 原子炉容器破損                      最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	<p>(d) 高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等による影響                      原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 水素及び酸素の発生                      水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。</p> <p>なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を基に評価するものとし「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 再循環ポンプ                      再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安</p>	<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) リロケーション                      炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>(b) 原子炉容器破損                      最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）</p> <p>原子炉圧力容器の破損前に、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により、88m<sup>3</sup>/hで格納容器内にスプレイし、ドライウエル水位が0.23mに到達するまで水張りを実施するものとする。</p> <p>(e) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）</p> <p>原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が格納容器下部に落下した後、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、50m<sup>3</sup>/hにて格納容器下部に注水を行うものとする。</p> <p>(f) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）</p> <p>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、88m<sup>3</sup>/hにて格納容器内にスプレイする。</p> <p>(g) 代替循環冷却系<sup>※6</sup></p> <p>代替循環冷却系の循環流量は、全体で150m<sup>3</sup>/hとし、原子炉注水へ50m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイへ100m<sup>3</sup>/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>※6 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に原子炉補機代替冷却水系の設計</p>		

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱</p>		<p>値を用いる。</p> <p>(h) 原子炉補機代替冷却水系 代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき14.7MW(サプレッションプール水温150℃、海水温度26℃において)とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対して「示す分限」に従って以下のとおりを設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(ECCS等)のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、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開始する。</p> <p>(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ドライウェル水位が0.23mに到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 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(原子炉圧力容器破損後の注水)は、原子炉圧力容器破損以降、ドライウェル水位が0.02mまで低下した場合に開始し、0.23mに到達した場合に停止すること</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>相違理由</p> <p>【ぬ】 記載内容の相違 ・泊、大坂、高浜格納容器破損後シーケンスと同様であるため記載を省略している が、女川は他の破損シーケンス同様ではなかったため相違性を記載している</p>



大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
		<p>とで水位を維持する。</p> <p>(d) 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操作は、格納容器圧力が0.64MPa [gage]に到達した場合に開始する。</p> <p>なお、格納容器スプレイは原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24時間後に停止するものとする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作<sup>※7</sup>は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から24時間後から開始するものとする。</p> <p>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価 (Cs-137の放出量評価)の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容</p>	相違理由

大阪発電所3号炉 高圧溶融物放出/格納容器素囲気直接加熱	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
		<p>器内に放出<sup>※</sup>されるものとする。</p> <p>※8 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シナシスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。</p> <p>c. 格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブレーションチェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果(除染係数は10)を考慮する。</p> <p>(b) 非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率0.5回/日相当を考慮する。</p> <p>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料3.2.3)</p>	<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）</p>

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シナリオの事象進展は、「3.1.2 格納容器過温破損」の第3.1.2.4図及び第3.1.2.5図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの変化を第3.2.1図及び第3.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.2(3)a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動すること、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生約3.1時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少し、事象発生約7.1時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁</p>	<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シナリオの事象進展は、「3.1.2 格納容器過温破損」の第3.1.2.4図及び第3.1.2.2図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの変化を第3.2.2.1図及び第3.2.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動すること、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生約3.0時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少し、事象発生約7.8時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生約3.1時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シナリオの事象進展は、「3.1.2 格納容器過温破損」の第3.1.2.2.1図及び第3.1.2.2.2図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの変化を第3.2.2.1図及び第3.2.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動すること、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生約3.0時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少し、事象発生約7.8時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生約3.1時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シナリオの事象進展は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」の第7.2.1.2.4図及び第7.2.1.2.5図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱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1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの変化を第7.2.2.1図及び第7.2.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「7.2.1.2(3) a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動すること、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生約3.1時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少し、事象発生約8.0時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁</p>	<p>相違理由</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接する部材から離れており、熱的影響を伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接する部材から離れており、熱的影響を伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>イ冷却系（常設）による原子炉圧力容器破損前の格納容器下部への水張りを開始する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による注水流量を88m<sup>3</sup>/hとし、ドライウエル水位が0.23mに到達するまで注水を実施する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部の水位約3.8mの水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により格納容器下部に50m<sup>3</sup>/hの注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却する。</p> <p>崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が0.640MPa [gage]に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、最大圧力は約0.640MPa [gage]、最高温度は約180℃となる。</p> <p>事象発生から24時間が経過した時点で、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>なお、事象発生から約4.3時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接する部材から離れており、熱的影響を伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.2、7.2.1.2.3、7.2.1.2.4)</p>		

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第3.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約7.1時間後における1次冷却材圧力は約1.8MPa [gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]を下回る。</p> <p>なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa [gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料 3.2.1)</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第3.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約7.8時間後における1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]以下を下回る。</p> <p>なお、1次系強制減圧に成功し、2.0MPa [gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]以下近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料 3.2.1)</p>	<p>圧力を2.0MPa [gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を通過してサブプレッションチャンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力は約0.1MPa [gage]であり、2.0MPa [gage]以下に低減されている。</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.2.1図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約8.0時間後における1次冷却材圧力は約1.4MPa [gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]以下に低減されている。</p> <p>なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa [gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料 7.2.2.1)</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確保」</p>
相違理由			

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）

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器素胴気直接加熱	大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シケンスと「3.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シケンスが同一であることから「3.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「3.1.1 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティとの相互作用による原子炉格納容器水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「3.3 原子炉圧力容器外溶融燃料—冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心—冷却材相互作用」において、</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 a、b、及び g に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シケンスと「3.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シケンスが同一であることから「3.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>e.に示す評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「3.1.1 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>e.及び h.に示す評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティとの相互作用による原子炉格納容器水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「3.3 原子炉圧力容器外溶融燃料—冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心—冷却材相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外溶融燃料—冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、格納容器下部に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>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(1)から(3)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、選定された評価事故シ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(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「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(3)の評価項目については、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、ま</p>	<p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティとの相互作用による原子炉格納容器水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外溶融燃料—冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて</p>	<p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については、本評価事故シケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティとの相互作用による原子炉格納容器水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外溶融燃料—冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて</p>	<p>記載内容の相違          記載表現</p> <p>【4版、高岡】          記載内容の相違          記載表現</p> <p>【4版、高岡】          記載内容の相違          記載表現</p>

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>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クケンスよりも                      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>f. 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                      ーク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>た、粒子状放射性物質は、原子炉建屋                      内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴                      い、原子炉建屋内に沈着すると考えら                      れるためである。原子炉建屋内での放                      射性物質の除去効果等及び粒子状放射                      性物質の除去効果等を保守的に考慮                      せず、原子炉建屋から大気中への放射                      性物質の漏えいを想定した場合、漏え                      い量は約 <math>1.2 \times 10^{-1} \text{TBq}</math> (7日間) とな                      り、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-                      137の漏えいが継続した場合の影響評                      価を行ったところ、約 <math>1.3 \times 10^{-1} \text{TBq}</math>                      (30日間)及び約 <math>1.3 \times 10^{-1} \text{TBq}</math> (100                      日間)であり、100TBqを下回る。                      (添付資料3.5.1、3.2.3、3.2.4)</p>	<p>評価項目を満足することを確認して                      いる。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するため                      の評価項目の設定」に示す(6)の評価                      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クケンスよりも                      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」                      にて評価項目を満足することを確認                      している。</p>
			<p>相違理由</p> <p>【4項、高同】                      評価項目の相違(女川                      2号炉の対応)</p>

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シナジケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損前までに運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次冷却系を強制減圧することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、恒設代設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作とする。</p>	<p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シナジケンスは、事象進展が緩やかであり、原子炉容器破損前までに運転員等操作である加圧器逃がし弁により1次冷却系を強制減圧することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、恒設代設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作とする。</p>	<p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（ECS等）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。</p> <p>本評価事故シナジケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達及び原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-</p>	<p>7.2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>【大坂、高浜】 評価方針の相違（女川） 設備の相違</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備によるECCS等の安全機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉容器が破損する前に加圧器逃がし弁により1次冷却系強制減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作とする。</p> <p>本評価事故シナジケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、加圧器逃がし弁による圧力変化、蓄圧タンクによる圧力変化、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達及び原子炉容器破損判定が挙げられる。これらの不確かさに対して、加圧器逃がし弁質量流量、蓄圧注入の圧力損失、溶融ジェット径、エントレイン-</p>	<p>相違理由</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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>本評価事故シナシ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10分後に開始するものとしている加圧</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>本評価事故シナシ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、また、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧</p>	<p>水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部ブレナムギャップ除熱量に係る係数並びに溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部ブレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa [gage] を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であ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>本評価事故シナシ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ブレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感</p>	<p>メント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、限界熱流束に係る係数、下部ブレナムギャップ除熱量に係る係数並びに溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>(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>本評価事故シナシ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10分後に開始するものとしている加圧器</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）

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始する恒設代替低圧注水ポンプによる恒設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>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>	<p>器逃がし弁開放操作及び炉心溶融開始の30分後に開始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に与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>	<p>度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナジェンスでは、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は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の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている。運転員等操作は、起点から、運転員等操作時間と与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAMPの評価結果の方</p>	<p>器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始する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>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>	<p>【共同】                  記載内容が相違</p>

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<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拳動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には与える影響はない。</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拳動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には与える影響はない。</p>	<p>が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。</p> <p>このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>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、溶融炉心の拳動モデルは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より原子炉圧力容器破損時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℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部時間の不確かさは小さく、炉心下部ブレン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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）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拳動モデルはTMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には与える影響はない。</p>
<p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料—冷却材相互作用に係る</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料—冷却材相互作用に係る</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料—冷却材相互作用に係る</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料—冷却材相互作用に係る</p>
<p>相違理由</p>			

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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BMR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉鎖直後加熱	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用に対する運転員等操作は、ことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部ブ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、下部ブ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時間を与える影響はない。</p>	<p>解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用に対する運転員等操作は、ことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部ブ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、下部ブ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時間を与える影響はない。</p>	<p>心細粒化)及び原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)の不確かさとして、炉心下部ブレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナケンスでは、原子炉圧力容器内FCIを操作開始の起点としている。運転員等操作は、ことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部ブ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、炉心下部ブ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対する影響は小さいことを確認している。炉心下部ブ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℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)があるが、炉心下部ブ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、炉心下部ブ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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)に係る運転員等操作</p>	<p>解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用に対する運転員等操作は、ことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部ブ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、下部ブ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時間を与える影響はない。</p>	<p>解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心-冷却材相互作用に対する運転員等操作は、ことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部ブ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、下部ブ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時間を与える影響はない。</p>	

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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大坂発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、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、運転員等操作時間を与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.2.5)</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。</p>
<p>b. 評価項目となるパラメータを与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータを与える影響</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CO<sub>2</sub>RA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への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の運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持して</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータを与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータを与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。</p>
<p>b. 評価項目となるパラメータを与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。</p>	<p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、</p>	<p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、</p>	<p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、</p>

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BMR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>小さく、また、下部プレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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>また、下部プレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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>いるため、運転員等操作時間に与える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。                  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ことを確認している。                  このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>さく、また、下部プレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	
<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドラライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器内における</p>

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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器系閉気直接加熱	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>る溶融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料—冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における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と、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>る溶融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料—冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における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と、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>ける原子炉圧力容器内FC I（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FC I（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、炉心下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</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と与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心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が確認されているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対し</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>る溶融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料—冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における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と、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損</p>	<p>相違理由</p> <p>る溶融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料—冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における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と、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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>らないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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>て早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      (添付資料3.2.5)</p>	<p>動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、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>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧力スパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間</p>	<p>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧力スパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間</p>	<p>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧力スパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間</p>	<p>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧力スパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間</p>	<p>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シナリオにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧力スパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容  
 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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱	泊発電所3号炉	泊発電所3/4号炉	泊発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与える炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力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) 運転員等操作時間を与える影響</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</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与える炉心崩壊熱(標準値)及び蓄圧タンク保持圧力、並びに標準値として設定しているヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、格納容器再循環ユニットの除熱特性及び加圧器逃がし弁個数に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間を与える影響</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</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</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、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思われる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間を与える影響</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33GW/tに対応したものとされており、その最確</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</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、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思われる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間を与える影響</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33GW/tに</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.2.1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、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炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力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) 運転員等操作時間を与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の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</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器系閉気直接加熱

大坂発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び恒設代替格納容器ス注水ポンプによる代替格納容器スブ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、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スブレイ再開操作の開始が遅くなる。</p>	<p>始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び恒設代替格納容器スブレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器スブレイ再開操作の開始が遅くなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び恒設代替格納容器スブレイ操作による代替格納容器スブレイ操作の開始が遅くなる。また、蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スブレイ再開操作の開始が遅くなる。</p>	<p>条件は平均的燃焼度約31GW/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）が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。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下部への注水操作（原子炉格納容器下部への放水エネルギーが小さくなり、また、ヒートシンクを実施すること）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。（添付資料3.2.5）</p>	<p>り小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び代替格納容器スブレイポンプによる代替格納容器スブレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスブレイ実施）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、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、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スブレイ再開操作の開始が遅くなるが、操作手順（原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に代替格納容器スブレイを再開）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>【脚注】              評価面が相違              ・評価面が相違のためは除外（大坂と同様）              【大坂、高浜】              ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載              【脚注】              評価面が相違              ・同上</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>大坂発電所3／4号炉</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間には与える影響はない。</p>	<p>高浜発電所3／4号炉</p> <p>蓄格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却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時間には与える影響はない。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時間には与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、解析条件で設定している個数よりも多くなるため、加圧器逃がし弁の開放時における放出流量が大きく、原子炉格納容器圧力及び</p>	<p>高浜発電所3／4号炉</p> <p>蓄格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却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時間には与える影響はない。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時間には与える影響はない。</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の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時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間には与える影響はない。</p>

【尚記】  
 評価方針の相違  
 ・注は影響評価のため  
 不確かさの影響評価の  
 対象外（比較と同様）

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>温度の上昇幅が大きくなるが、代替格納容器スプレイにより上昇は抑制される。また、原子炉格納容器への放出エネルギーの総量は加圧器の逃げし弁の個数によらないため、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動への影響はわずかであり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</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、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>また、ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、事象進展が遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力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>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次系からの冷却により事象進展が遅くなる。したがって、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>(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に対応したものであり、その最確値は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位及び炉心流量は、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>(添付資料3.2.5)</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、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、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>【備考】                  評価の不確かさ                  ・炉心崩壊熱のため                  ・不確かさの格納容器の                  本域外（大域と同様）</p> <p>【備考】                  評価の不確かさ                  ・同上</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確値(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第3.2.3.1図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.7MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力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>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確値(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第3.2.3.1図に示すとおり、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力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>機器条件の蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確条件(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.3図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開操作後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.2.2)</p> <p>機器条件の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の1次冷却材圧力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。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、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与</p>	<p>相違理由</p> <p>【436、高圧】          図107の相違          ・図107の相違          ・(b) (4) ベージ線</p> <p>【436、高圧】          図107の相違          ・(a) 運転時監視時間と与える影響          ・(b) 運転時監視時間と与える影響          ・(c) 運転時監視時間と与える影響          ・(d) 運転時監視時間と与える影響</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器系閉気直接加熱	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3／4号炉</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響                      本評価事故シナリオの要員の配置による他の操作に与える影響については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>高浜発電所3／4号炉</p> <p>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、解析条件で設定している個数よりも多くなるため、加圧器逃がし弁の開放時における放出流量が大きくなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響                      本評価事故シナリオの要員の配置による他の操作に与える影響については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員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                      操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達時（事象発生から約43分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達するまでに事象発生から約43分の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>える影響はない。</p> <p>b. 操作条件                      操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員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                      本評価事故シナリオの要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>相違理由</p> <p>【赤】                      評価方針の相違                      ・注は説明事項のため                      ・不確かさが影響評価の対象外（欠陥と評価）</p> <p>【青】                      評価方針の相違                      ・注、大坂、高浜格納容器過温破損シナリオと同様であるため                      記載を省略しているが、女川は他の解析シナリオと同様ではないため運転員等操作時間に与える影響について記載している</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容  
 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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱		<p>り、実際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。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、中央制御室で行う作業であり、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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下部温度が300℃に到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下部温度が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る。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実際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。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、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器系閉気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.2.3(3)操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放し、より操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなるため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開放操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第3.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.7MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次冷却系の減圧が開</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3)操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放した場合は感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次系強制減圧操作を実施することとなるため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開放操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第3.2.3.2図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次系の減圧が開</p>	<p>与える影響はない。                  (添付資料3.2.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間を与える影響として、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>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間を与える影響として、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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、運転員等操作時間を与える影響として、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.2.3(3)操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放した場合は感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、運転員等操作時間を与える影響として、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開放操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。こ</p>
		<p>【大坂、高浜】                  炉心損傷の相違                  格納容器の相違</p>	<p>【大坂、高浜】                  炉心損傷の相違                  格納容器の相違                  炉心損傷の相違</p>



灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸気量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系強制減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で蓄圧注入が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えらる。しかしながら、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考え</p>	<p>れ、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸気量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で割った値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系強制減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で蓄圧注入が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えらる。しかしながら、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため、評価値</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>の場合、基本ケースより早期に1次冷却系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸気量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、1次冷却系強制減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で蓄圧注入が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えらる。しかしながら、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の</p>

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6、3.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                  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の操作時間余裕を評価する。</p> <p>加圧器逃がし弁の開操作に対する操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第3.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.9MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6、3.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                  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の操作時間余裕を評価する。</p> <p>加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第3.2.3.3図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、20分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握                  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の操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉压力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約4.3時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）については、原子炉压力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉压力容器下部温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉压力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはない。逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.2.5)</p>	<p>1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.6、7.2.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                  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>操作条件の加圧器逃がし弁の開操作に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の時間余裕がある。</p>	<p>相違理由</p> <p>【炉心、高圧】                  感度解析の相違                  感度解析の相違</p> <p>【炉心、高圧】                  解融開始の相違</p>
<p>(4) まとめ                  解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作の影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	<p>(4) まとめ                  解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	<p>(4) まとめ                  解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	<p>(4) まとめ                  解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイトを用いた代替格納容器再循環ユニットを用いた代替格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.2.4、3.2.5)</p>	<p>時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイトを用いた代替格納容器再循環ユニットを用いた代替格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p>	<p>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解析条件の不確かさが運転員等操作時に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>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解析条件の不確かさが運転員等操作時に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイトを用いた代替格納容器再循環ユニットを用いた代替格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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には時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 7.2.2.4)</p>
<p>大坂発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.2 格納容器過温破損」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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「3.1.2 格納容器過温破損」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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における重大事故等対策時に必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している。中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>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並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、合計約590m<sup>3</sup>必要となる。水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>及び淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サプレッションチェンバー内のプール</p>	<p>7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p> <p>【大坂、高浜】                  評価方針の相違                  ・注水ポンプ/ブランチ                  格納容器のためのインフラントでの評価である                  大坂、高浜と高浜を除く伊方、女川と同様</p> <p>【女川】                  記載方針の相違                  ・注、大坂、高浜は格納容器過温破損シナリオと同様であるため記載を省略している                  が、女川は他の事故シナリオと同様で並行するため必要な評価項目について記載している</p>	

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約735kLの軽油が必要となる。大容量送水ポンプ（タイプI）による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ（タイプI）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kLの軽油が必要となる。本評価事故シナリオでは取水機能の喪失は想定していないが、仮に取水機能が喪失して原子炉補機代替冷却水系による格納容器除熱を想定し、事象発生後7日間原子炉補機代替冷却水系を運転した場合、約42kLの軽油が必要となる。常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、外部電源喪失により自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25kLの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク（約755kL）及びびガスタービン発電設備軽油タンク（約300kL）にて合計約1,055kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給、大容量送水ポンプ（タイプI）による復水</p>		

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>貯蔵タンクへの給水等及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車（緊急時対策所用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17klの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約18kl）の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である（合計使用量約851kl）。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車（緊急時対策所用）についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容  
 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）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>3.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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が重畳する。その結果、原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を整備している。</p>	<p>3.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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が重畳する。その結果、原子炉容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を整備している。</p>	<p>3.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至ることが特徴である。</p>	<p>7.2.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</p>
<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減並びに原子炉格納容器雰囲気圧力の低減及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足していることを確認した。</p>	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（DCH発生）」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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.5.1)</p>	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（DCH発生）」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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気圧力の低減及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p>
<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減並びに原子炉格納容器雰囲気圧力の低減及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足していることを確認した。</p>	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（DCH発生）」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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.5.1)</p>	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「過渡事象＋高圧注水失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（DCH発生）」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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナクス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉容器破損までの1次冷却材圧力の低減及び原子炉格納容器雰囲気圧力の低減及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p>





表色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。	放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。			記載内容の相違（女川設備の反映）

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
		<p>表 2.1 表「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故対策について (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>大阪発電所3/4号炉</th> <th>高浜発電所3/4号炉</th> <th>女川原子力発電所2号炉</th> <th>泊発電所3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器の構造</td> <td>・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用状況</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用範囲</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用条件</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> <td>・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	格納容器の構造	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用状況	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用範囲	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用条件	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	<p>【女川】          記載方針の相違          ・手順等については、泊、大飯、高浜は格納容器通過温蔵相シークエンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シークエンス同様ではないため記載している</p>
項目	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉																								
格納容器の構造	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・格納容器の構造は、原子力発電所標準仕様（LCOA）を基本とし、高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。																								
高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用状況	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。																								
高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用範囲	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。																								
高圧溶融物放出防止構造（LCOA）の適用条件	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。	・高圧溶融物放出防止構造（LCOA）を適用している。																								

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	高圧発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉																
		<p>表2.1表「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策</th> <th>高圧発電所</th> <th>女川原子力発電所</th> <th>泊発電所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉の冷却</td> <td>原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。</td> <td>原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。</td> <td>原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉の遮断</td> <td>原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。</td> <td>原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。</td> <td>原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉の保護</td> <td>原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。</td> <td>原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。</td> <td>原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。</td> </tr> </tbody> </table>	対策	高圧発電所	女川原子力発電所	泊発電所	原子炉の冷却	原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。	原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。	原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。	原子炉の遮断	原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。	原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。	原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。	原子炉の保護	原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。	原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。	原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。	<p>相違理由</p> <p>【女川】          記載方針の相違          ・手順等については、泊、大飯、高浜は格納容器通過温蔵拍シークエンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シークエンス同様では無いため記載している</p>
対策	高圧発電所	女川原子力発電所	泊発電所																
原子炉の冷却	原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。	原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。	原子炉の冷却は、原子炉の冷却水（R1）を原子炉の冷却水（R2）に循環させることにより行われる。																
原子炉の遮断	原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。	原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。	原子炉の遮断は、原子炉の遮断棒（R3）を原子炉の冷却水（R2）に挿入することにより行われる。																
原子炉の保護	原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。	原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。	原子炉の保護は、原子炉の保護装置（R4）が原子炉の冷却水（R2）の温度を検出し、原子炉の遮断棒（R3）を挿入することにより行われる。																



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）

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大坂発電所3/4号炉

高圧発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

泊発電所3号炉

第3.1.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解条件  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解条件	条件設定の考え方
解熱モード	M.A.P.	本装置事故シナリオの重要な現象を適切に評価することが可能なシナリオシミュレーションによる解熱モード
炉心熱出力 (初期)	100% (3.411MW) ×1.03	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。炉心熱出力が大きいと積熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1号炉平均炉温 (初期)	307.1±2.2℃	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。1号炉炉温が低いと炉心冷却能力が小さくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
炉心積熱 (初期)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 (オリエントを基準)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 炉心積熱を評価する上で、ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。
2号炉有水量 (初期)	48t (1基当り)	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。
原子炉格納部 自由積留 ロートクマ	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。 67,400m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

第3.1.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解条件  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解条件	条件設定の考え方
解熱モード	M.A.P.	本装置事故シナリオの重要な現象を適切に評価することが可能なシナリオシミュレーションによる解熱モード
炉心熱出力 (初期)	100% (2.652MW) ×1.02	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。炉心熱出力が大きいと積熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1号炉平均炉温 (初期)	302.6±2.2℃	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。1号炉炉温が低いと炉心冷却能力が小さくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
炉心積熱 (初期)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 (オリエントを基準)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 炉心積熱を評価する上で、ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。
2号炉有水量 (初期)	48t (1基当り)	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。
原子炉格納部 自由積留 ロートクマ	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。 67,400m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

第3.2.2表 主要解条件（責任溶融物吐出／格納容器雰囲気直接加熱）(1/3)

項目	主要解条件	条件設定の考え方
解熱モード	M.A.P.	本装置事故シナリオの重要な現象を適切に評価することが可能なシナリオシミュレーションによる解熱モード
炉心熱出力 (初期)	100% (2.652MW) ×1.02	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。炉心熱出力が大きいと積熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1号炉平均炉温 (初期)	302.6±2.2℃	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。1号炉炉温が低いと炉心冷却能力が小さくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
炉心積熱 (初期)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 (オリエントを基準)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 炉心積熱を評価する上で、ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。
2号炉有水量 (初期)	48t (1基当り)	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。
原子炉格納部 自由積留 ロートクマ	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。 67,400m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

第3.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解条件  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解条件	条件設定の考え方
解熱モード	M.A.P.	本装置事故シナリオの重要な現象を適切に評価することが可能なシナリオシミュレーションによる解熱モード
炉心熱出力 (初期)	100% (2.652MW) ×1.02	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。炉心熱出力が大きいと積熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1号炉平均炉温 (初期)	306.6±2.2℃	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。1号炉炉温が低いと炉心冷却能力が小さくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
炉心積熱 (初期)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 (オリエントを基準)	PT: 日本原子力発電所 「オリエント」ORION2 炉心積熱を評価する上で、ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。ORION2の炉心積熱が最も大きくなるため、ORION2の炉心積熱を評価する。
2号炉有水量 (初期)	50t (1基当り)	評価基準を上回るように、定常運転を考慮した上限として設定。
原子炉格納部 自由積留 ロートクマ	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。 65,900m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

相違理由

【大坂、高圧】  
 設計の相違  
 ・泊は強制冷却であり、設備仕様も異なり、設備仕様も異なることから、【主要解条件】及び【条件設定の考え方】の記載の一部異なる

【大坂、高圧】  
 名称等の相違

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

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉

高圧発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

第3.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件 (2/4)

(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目	主要解析条件	
	原因事象	安全機能の喪失に対する仮定
原因事象	外部電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
安全機能の喪失に対する仮定	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・補助給水機能喪失 ・電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・電源喪失 ・補助給水機能喪失
RCPグループからの漏えい率(初期)	約4.8m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定	約4.8m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定
外部電源	外部電源なし	外部電源なし
水漏れの発生	シムコウマ-水反応を考慮	シムコウマ-水反応を考慮

第3.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件 (2/4)

(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目	主要解析条件	
	原因事象	安全機能の喪失に対する仮定
原因事象	外部電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
安全機能の喪失に対する仮定	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・補助給水機能喪失 ・電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・電源喪失 ・補助給水機能喪失
RCPからの漏えい率(初期)	約1.5m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定	約1.5m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定
外部電源	外部電源なし	外部電源なし
水漏れの発生	シムコウマ-水反応を考慮	シムコウマ-水反応を考慮

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

項目	大阪発電所	女川原子力発電所
原因事象	外部電源喪失	外部電源喪失
安全機能の喪失に対する仮定	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・補助給水機能喪失 ・電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・補助給水機能喪失 ・電源喪失
RCPからの漏えい率(初期)	約4.8m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定	約4.8m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定
外部電源	外部電源なし	外部電源なし
水漏れの発生	シムコウマ-水反応を考慮	シムコウマ-水反応を考慮

第7.2.1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件 (2/4)

(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目	主要解析条件	
	原因事象	安全機能の喪失に対する仮定
原因事象	外部電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故
安全機能の喪失に対する仮定	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・補助給水機能喪失 ・電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故 ・電源喪失 ・補助給水機能喪失
RCPグループからの漏えい率(初期)	約1.5m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定	約1.5m <sup>3</sup> /h(1台当たり) (事故発生時からの事故発生率)を仮定
外部電源	外部電源なし	外部電源なし
水漏れの発生	シムコウマ-水反応を考慮	シムコウマ-水反応を考慮

【大阪、高圧】  
 設計方針の相違  
 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なり、ことから「主要解析条件」及び「解析条件の考え方」の記載が一部異なる

【大阪、高圧】  
 名称等の相違

相違理由

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

泊発電所3号炉		相違理由																											
<p>第7.2.2.1表「高圧溶融物放出/格納容器受囲気直接加熱」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/4）</p> <p>主要解析条件</p> <table border="1"> <tr> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）</td> <td>原子炉トリップ信号</td> <td>1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の65%） （応答時間1.8秒）</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.03MPa[abs] （最低保持圧力）</td> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.03MPa[abs] （最低保持圧力）</td> </tr> <tr> <td>加圧器がし弁</td> <td>95t/h（1期当り） （最低保有水量）</td> <td>加圧器がし弁</td> <td>95t/h（1期当り） （2期）</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スライズによるスライズ流量</td> <td>150m<sup>3</sup>/h</td> <td>代替格納容器スライズによるスライズ流量</td> <td>140m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>1基当りの熱特性（100℃～150℃、最大100t～約0.3MW）</td> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>2基 1基当りの熱特性（100℃～約0.3MW）</td> </tr> <tr> <td>リクォークス</td> <td>炉心の温度履歴に応じて発生</td> <td>リクォークス</td> <td>炉心の温度履歴に応じて発生</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損</td> <td>最大蒸気を越えた場合に破損</td> <td>原子炉容器破損</td> <td>最大蒸気を越えた場合に破損</td> </tr> </table>	原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）	原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の65%） （応答時間1.8秒）	蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）	蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）	加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （最低保有水量）	加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （2期）	代替格納容器スライズによるスライズ流量	150m <sup>3</sup> /h	代替格納容器スライズによるスライズ流量	140m <sup>3</sup> /h	格納容器再循環ユニット	1基当りの熱特性（100℃～150℃、最大100t～約0.3MW）	格納容器再循環ユニット	2基 1基当りの熱特性（100℃～約0.3MW）	リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生	リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生	原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損	原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損	<p>【大版、高説】 設計の相違 ・泊は閉閉閉閉閉であり、設備仕様も異なり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載の一部異なる</p> <p>【大版、高説】 名称等の相違</p>
	原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）	原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の65%） （応答時間1.8秒）																									
	蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）	蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）																									
	加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （最低保有水量）	加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （2期）																									
	代替格納容器スライズによるスライズ流量	150m <sup>3</sup> /h	代替格納容器スライズによるスライズ流量	140m <sup>3</sup> /h																									
	格納容器再循環ユニット	1基当りの熱特性（100℃～150℃、最大100t～約0.3MW）	格納容器再循環ユニット	2基 1基当りの熱特性（100℃～約0.3MW）																									
	リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生	リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生																									
	原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損	原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損																									

女川原子力発電所2号炉		第7.2.2.1表「高圧溶融物放出/格納容器受囲気直接加熱」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/4）	
項目	主要解析条件	項目	主要解析条件
原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）	原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の65%） （応答時間1.8秒）
蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）	蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）
加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （最低保有水量）	加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （2期）
代替格納容器スライズによるスライズ流量	150m <sup>3</sup> /h	代替格納容器スライズによるスライズ流量	140m <sup>3</sup> /h
格納容器再循環ユニット	1基当りの熱特性（100℃～150℃、最大100t～約0.3MW）	格納容器再循環ユニット	2基 1基当りの熱特性（100℃～約0.3MW）
リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生	リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生
原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損	原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損

高圧発電所3/4号炉		第3.2.1表「高圧溶融物放出/格納容器受囲気直接加熱」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/4）	
項目	主要解析条件	項目	主要解析条件
原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）	原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）
蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）	蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）
加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （最低保有水量）	加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （2期）
代替格納容器スライズによるスライズ流量	150m <sup>3</sup> /h	代替格納容器スライズによるスライズ流量	140m <sup>3</sup> /h
格納容器再循環ユニット	1基当りの熱特性（100℃～150℃、最大100t～約0.3MW）	格納容器再循環ユニット	2基 1基当りの熱特性（100℃～約0.3MW）
リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生	リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生
原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損	原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損

大阪発電所3/4号炉		第3.2.1表「高圧溶融物放出/格納容器受囲気直接加熱」の主要解析条件（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/4）	
項目	主要解析条件	項目	主要解析条件
原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）	原子炉トリップ信号	1次高圧トリップ駆動電圧（定格電圧の95%） （応答時間1.8秒）
蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）	蓄圧タンク保持圧力	4.03MPa[abs] （最低保持圧力）
加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （最低保有水量）	加圧器がし弁	95t/h（1期当り） （2期）
代替格納容器スライズによるスライズ流量	150m <sup>3</sup> /h	代替格納容器スライズによるスライズ流量	140m <sup>3</sup> /h
格納容器再循環ユニット	1基当りの熱特性（100℃～150℃、最大100t～約0.3MW）	格納容器再循環ユニット	2基 1基当りの熱特性（100℃～約0.3MW）
リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生	リクォークス	炉心の温度履歴に応じて発生
原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損	原子炉容器破損	最大蒸気を越えた場合に破損

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器受囲気直接加熱

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉

第3.2.1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4/4)

項目	主要解析条件	運転員操作時間を考慮して設定。
加圧喪失し再開	炉心融断時の10分後	運転員操作時間を考慮して設定。
閉結	炉心融断時の30分後	運転員操作時間を考慮して設定。
一旦停止	格納容器高圧沸騰レベル水位71%到達 (原子炉格納容器内水量2,000m <sup>3</sup> 相当) 原子炉格納容器内圧力の停止条件に余裕を見込まずして設定。	原子炉格納容器内圧力の停止条件に余裕を見込まずして設定。 (燃料取替用ベクトル保水のはじめに相当する水量)
再開	原子炉格納容器高圧使用圧力未達 +30分	運転員操作時間を考慮して設定。
停止	格納容器内圧力対流冷却回路の閉じに伴い停止。	運転員操作時間を考慮して設定。
格納容器再充注による格納容器内の格納	事故発生の24時間後	運転員操作時間を考慮して設定。
格納容器再充注による格納容器内の格納	事故発生の24時間後	運転員操作時間を考慮して設定。

高圧発電所3/4号炉

第3.2.1.1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
加圧喪失し再開	炉心融断時+10分	運転員操作時間を考慮して設定。
閉結	炉心融断時+30分	運転員操作時間を考慮して設定。
一旦停止	格納容器高圧沸騰レベル水位71%到達 (原子炉格納容器内水量1,700m <sup>3</sup> 相当)	原子炉格納容器内圧力の停止条件に余裕を見込まずして設定。 (燃料取替用ベクトル保水のはじめに相当する水量)
再開	原子炉格納容器高圧使用圧力未達 +30分	運転員操作時間を考慮して設定。
停止	格納容器内圧力対流冷却回路の閉じに伴い停止。	運転員操作時間を考慮して設定。
格納容器再充注による格納容器内の格納	事故発生の24時間後	運転員操作時間を考慮して設定。
格納容器再充注による格納容器内の格納	事故発生の24時間後	運転員操作時間を考慮して設定。

女川原子力発電所2号炉

第7.2.1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4/4)

項目	主要解析条件	運転員操作時間を考慮して設定。
加圧喪失し再開	炉心融断時の10分後	運転員操作時間を考慮して設定。
閉結	炉心融断時の30分後	運転員操作時間を考慮して設定。
一旦停止	格納容器再沸騰レベル水位80%到達 (原子炉格納容器内水量2,570m <sup>3</sup> 相当) + 燃料取替用ベクトル保水のはじめに相当する水量)	原子炉格納容器内圧力の停止条件に余裕を見込まずして設定。
再開	原子炉格納容器高圧使用圧力未達	運転員操作時間を考慮して設定。
停止	格納容器内圧力対流冷却回路の閉じに伴い停止。	運転員操作時間を考慮して設定。
格納容器再充注による格納容器内の格納	事故発生の24時間後	運転員操作時間を考慮して設定。
格納容器再充注による格納容器内の格納	事故発生の24時間後	運転員操作時間を考慮して設定。

泊発電所3号炉

相違理由

【大阪、高圧】  
設計の相違  
・泊は個別解析であり、設備仕様も異なり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる

【大阪、高圧】  
名称等の相違

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



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

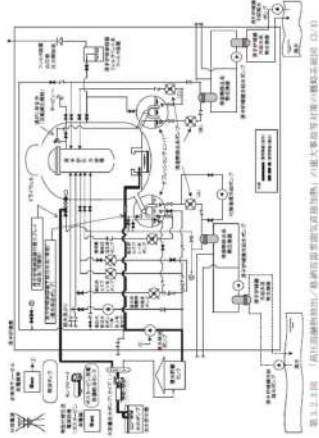
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第3.2.2-1図 「高浜原子力発電所(高浜原子力発電所)の電力系統図(運転時) (原子力委員会)」</p>	<p>第3.2.2-2図 「高浜原子力発電所(高浜原子力発電所)の電力系統図(運転時) (原子力委員会)」</p>	<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・概略系統図について、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シークェンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シークェンス同様ではないため記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
		 <p>図 3.2.2.1 主回（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）の二次側等圧部の概略系統図（S/D）              （女川原子力発電所2号炉の二次側等圧部の概略系統図）</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】              記載方針の相違              ・概略系統図について、泊、大浜、高浜は格納容器過温破損シークェンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シークェンス同様ではないため記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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)

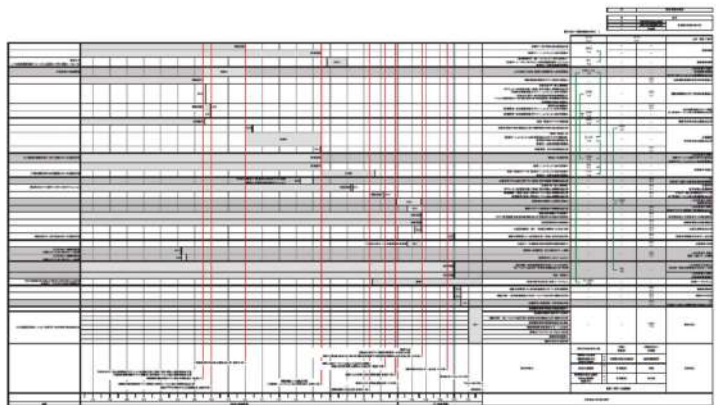
7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
				<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・対応手順の概要                  については、泊、                  大飯、高浜は格納                  容器過温破損シ                  ーケンスと同様                  であるため記載                  を省略している                  が、女川は他の事                  故シーケンス同                  様ではないため                  記載している</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


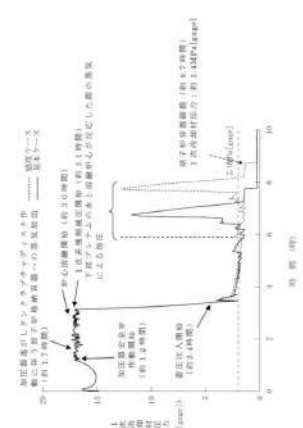
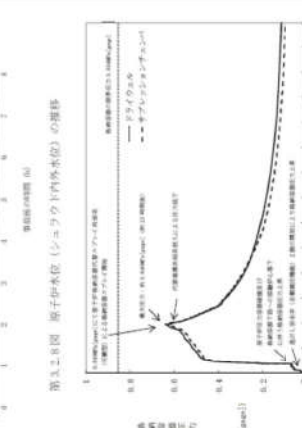
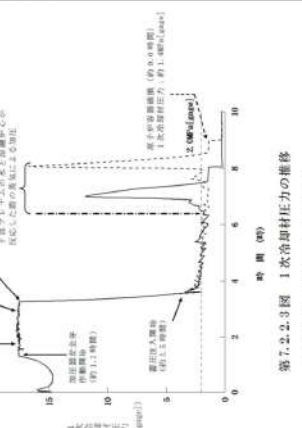
7.2.2 高圧添漚物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
				<p>【女川】            記載方針の相違            ・作業と所要時間            については、泊、            大飯、高浜は格納            容器過温破損シ            ーケンスと同様            であるため記載            を省略している            が、女川は他の事            故シーケンス同            様ではないため            記載している</p>

大阪発電所3/4号炉	高底発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>図 3.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p> <p>第3.2.1図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>図 3.2.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p> <p>第3.2.2.1図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>図 3.2.7 図 原子炉圧力の推移</p> <p>第3.2.7図 原子炉圧力の推移</p>	<p>図 3.2.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p> <p>第3.2.2.1図 1次冷却材圧力の推移</p>
<p>図 3.2.2 図 蓄圧注入流量の推移</p> <p>第3.2.2図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>図 3.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移</p> <p>第3.2.2.2図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>図 3.2.7 図 注水流量の推移</p> <p>第3.2.7図 注水流量の推移</p>	<p>図 3.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移</p> <p>第3.2.2.2図 蓄圧注入流量の推移</p>
<p>【大阪、高底】                  解断結果の相違                  ・大阪は泊に比べ、RCS体積が大きいため、炉心出力も高いことから、1次冷却剤強制減圧時の減圧割合が小さい。また、RV破損時間も早い。ことから、RV破損時のRCS圧力が高い。</p>	<p>【大阪、高底】                  解断結果の相違                  ・大阪は泊に比べ、蓄圧タンクが1台多く、RV破損までのRCS圧力が高いことから、蓄圧注入量も少ない。そのため、RV破損時のため、RV破損時の蓄圧タンク内に残存する水量が多く、RV破損時の流量が大きい。</p>	<p>【大阪、高底】                  解断結果の相違                  ・大阪は泊に比べ、蓄圧タンクが1台多く、RV破損までのRCS圧力が高いことから、蓄圧注入量も少ない。そのため、RV破損時のため、RV破損時の蓄圧タンク内に残存する水量が多く、RV破損時の流量が大きい。</p>	<p>【大阪、高底】                  解断結果の相違                  ・大阪は泊に比べ、蓄圧タンクが1台多く、RV破損までのRCS圧力が高いことから、蓄圧注入量も少ない。そのため、RV破損時のため、RV破損時の蓄圧タンク内に残存する水量が多く、RV破損時の流量が大きい。</p>
<p>相違理由</p>	<p>相違理由</p>	<p>相違理由</p>	<p>相違理由</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）

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大坂発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
 <p>第3.2.3図 1次冷却材圧力の推移              (蓄圧タンク保熱圧力の影響確認)</p>	 <p>第3.2.8図 1次冷却材圧力の推移              (蓄圧タンク保熱圧力の影響確認)</p>	 <p>第3.2.9図 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第3.2.10図 格納容器温度の推移</p>
			<p>相違理由</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）

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉
<p>加圧器逃がしタンクアウトゲージの作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.8時間）</p> <p>蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+0分）                  蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+10分）                  炉心閉鎖後及び1次冷却系高圧側配管閉鎖後（約3.1時間）                  炉心閉鎖による蒸気</p> <p>加圧器逃がしタンクアウトゲージの作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.2時間）</p> <p>蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+0分）                  蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+10分）                  炉心閉鎖後及び1次冷却系高圧側配管閉鎖後（約3.4時間）                  炉心閉鎖による蒸気</p> <p>加圧器安全弁作動開始（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.2時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）</p> <p>蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）</p> <p>第3.2.3図 1次冷却材圧力の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が早くなる場合）</p>	<p>加圧器逃がしタンクアウトゲージの作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.7時間）</p> <p>蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+0分）                  蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+10分）                  炉心閉鎖後及び1次冷却系高圧側配管閉鎖後（約3.1時間）                  炉心閉鎖による蒸気</p> <p>加圧器安全弁作動開始（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.2時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）</p> <p>蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）</p> <p>第3.2.4図 1次冷却材圧力の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が早くなる場合）</p>	<p>第3.2.11図 サプレッションポンプレベル水位の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が早くなる場合）</p>	<p>加圧器逃がしタンクアウトゲージの作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.8時間）</p> <p>蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+0分）                  蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+10分）                  炉心閉鎖後及び1次冷却系高圧側配管閉鎖後（約3.1時間）                  炉心閉鎖による蒸気</p> <p>加圧器安全弁作動開始（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.2時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）</p> <p>蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）</p> <p>第7.2.2.4図 1次冷却材圧力の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が早くなる場合）</p>
<p>加圧器逃がしタンクアウトゲージの作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.7時間）</p> <p>蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+0分）                  蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+10分）                  炉心閉鎖後及び1次冷却系高圧側配管閉鎖後（約3.1時間）                  炉心閉鎖による蒸気</p> <p>加圧器安全弁作動開始（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.2時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）</p> <p>蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）</p> <p>第3.2.3図 1次冷却材圧力の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が遅くなる場合）</p>	<p>加圧器逃がしタンクアウトゲージの作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.7時間）</p> <p>蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+0分）                  蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+10分）                  炉心閉鎖後及び1次冷却系高圧側配管閉鎖後（約3.1時間）                  炉心閉鎖による蒸気</p> <p>加圧器安全弁作動開始（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.2時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）</p> <p>蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）</p> <p>第3.2.4図 1次冷却材圧力の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が遅くなる場合）</p>	<p>第3.2.12図 サプレッションポンプレベル水位の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が遅くなる場合）</p>	<p>加圧器逃がしタンクアウトゲージの作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.7時間）</p> <p>蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+0分）                  蒸気ケース（1次冷却系高圧側配管閉鎖時：炉心閉鎖+10分）                  炉心閉鎖後及び1次冷却系高圧側配管閉鎖後（約3.1時間）                  炉心閉鎖による蒸気</p> <p>加圧器安全弁作動開始（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.2時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）                  加圧器安全弁作動（約1.3時間）</p> <p>蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）                  蒸気圧入開始（約3.4時間）</p> <p>第7.2.2.5図 1次冷却材圧力の推移                  （加圧器逃がし弁開放作開始が遅くなる場合）</p>

<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉 有効性評価 比較表</p> <p style="text-align: center;">7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について）</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p>	<p style="text-align: center;">相違理由</p>
<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉 有効性評価 比較表</p> <p style="text-align: center;">7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について）</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p>	<p style="text-align: center;">添付資料7.2.2.1</p> <p style="text-align: center;">格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対するアクシデントマネジメント策が有効であることを確認するために、評価事故シナリオである「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に対して有効性評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心溶融に引き続き発生する原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により2.0MPa [gage]以下に低く抑えられる</li> <li>・加圧器逃がし弁開放操作を実施するまでは、加圧器の流体温度及び構造体温度は加圧器安全弁／逃がし弁の最高使用温度を下回る</li> <li>・加圧器逃がし弁開放操作後、1,000℃以上の高温の蒸気が流入しても加圧器逃がし弁は開状態を維持できる</li> </ul> <p>さらに、1次冷却材破損時の1次冷却材圧力が2.0MPa [gage]近傍で推移し、溶融炉心が放出される場合であっても、以下のような理由から、溶融炉心が原子炉格納容器内の広範囲に飛散して原子炉格納容器本体壁や原子炉容器等の健全性に影響を与えない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心が直接放出される原子炉下部キャビティ区画の下部には、支持構造物等の重要機器は存在しない。</li> <li>・溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画から格納容器本体壁へ流出する経路として、図1、2に示す経路が考えられるが、ラビリンス構造等により直線的に通じる経路ではないため、放出された溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に到達することはない。</li> <li>・以下のことから、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて原子炉下部キャビティ床面に堆積すると考えられる。なお、飛散した少量の溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画の壁面に付着する、あるいは、原子炉格納容器空間部に飛散する可能性があるが、多くは重力落下して、飛散する過程等で冷却されるため、過度に壁面が侵食することはないと考えられる。</li> </ul> <p>○格納容器過温破損シナリオでは、代替格納容器スプレイ開始から原子炉容器破損までに時間（約3.5時間）があり、原子炉下部キャビティ区画に十分な水量が確保されている。</p> <p>○本シナリオでは、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスすること、1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]近傍で停滞するが、2.0MPa [gage]を大きく上回ることはない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>
<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉 有効性評価 比較表</p> <p style="text-align: center;">7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料7.2.2.2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について）</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p>	<p style="text-align: center;">添付資料3.2.1</p> <p style="text-align: center;">格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対するアクシデントマネジメント策が有効であることを確認するために、評価事故シナリオである「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」に対して有効性評価を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心溶融に引き続き発生する原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧により2.0MPa [gage]以下に低く抑えられる</li> <li>・加圧器逃がし弁開放操作を実施するまでは、加圧器の流体温度及び構造体温度は加圧器安全弁／逃がし弁の最高使用温度を下回る</li> <li>・加圧器逃がし弁開放操作後、1,000℃以上の高温の蒸気が流入しても加圧器逃がし弁は開状態を維持できる</li> </ul> <p>さらに、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力が2.0MPa [gage]近傍の状態でも、以下のような理由から、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心が直接放出される原子炉下部キャビティ区画の下部には、支持構造物等の重要機器は存在しない。</li> <li>・溶融炉心が原子炉下部キャビティ区画から格納容器本体壁へ流出する経路として、図1、2に示す経路が考えられるが、ラビリンス構造等により直線的に通じる経路ではないため、放出された溶融炉心が格納容器本体壁に到達することはない。</li> <li>・以下のことから、多くの溶融炉心は原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて原子炉下部キャビティ床面に堆積すると考えられる。なお、飛散した少量の溶融炉心が壁面に付着する、あるいは、原子炉格納容器空間部に飛散する可能性があるが、多くは重力落下して、飛散する過程等で冷却されるため、過度に壁面が侵食することはないと考えられる。</li> </ul> <p>○格納容器過温破損シナリオでは、代替格納容器スプレイ開始から原子炉容器破損までに時間（約4.4時間）があり、原子炉下部キャビティ区画に十分な水量が確保されている。</p> <p>○本シナリオでは、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスすること、1次冷却材圧力は2.0MPa [gage]近傍で停滞するが、2.0MPa [gage]を大きく上回ることはない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>

解析結果の相違



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

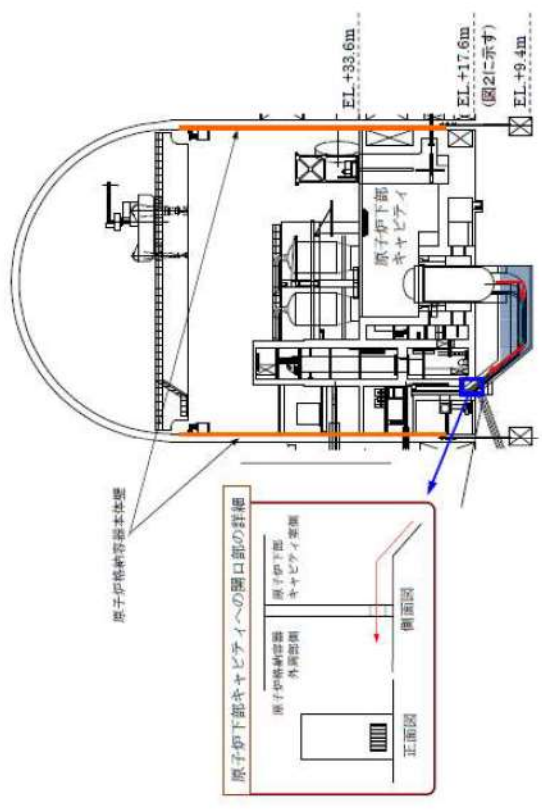


図1 大飯3号炉 原子炉格納容器平面図



図2 大飯3号炉 原子炉格納容器平面図

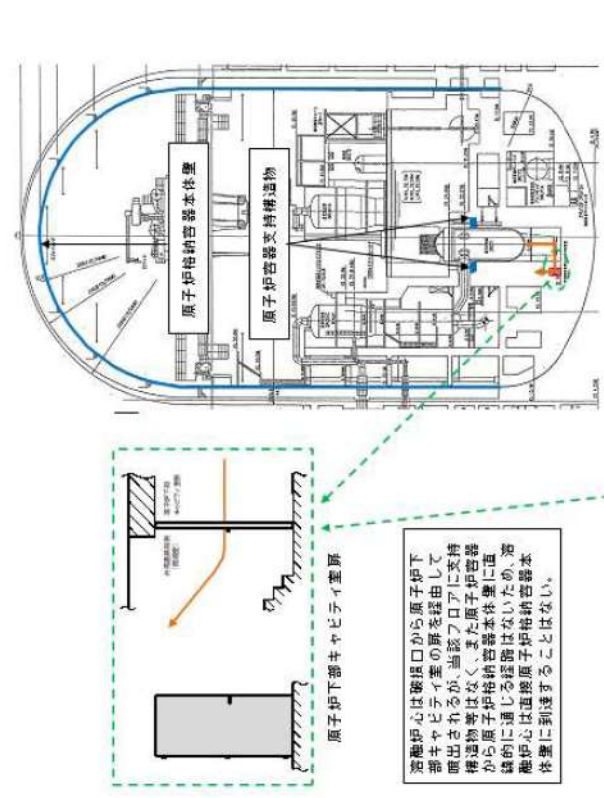


図1 原子炉格納容器内断面図

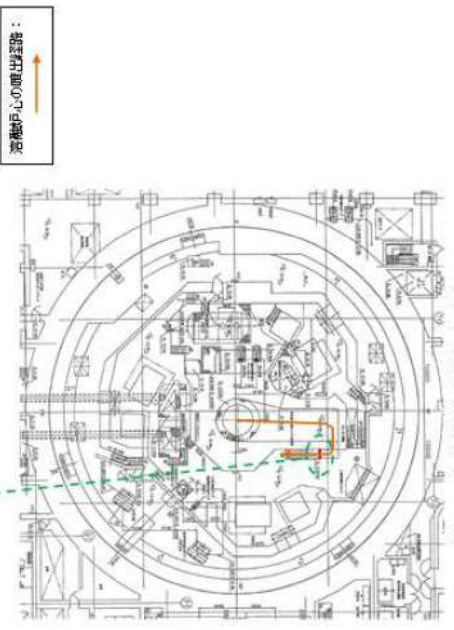

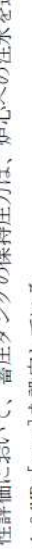



図2 原子炉格納容器内平面図

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)

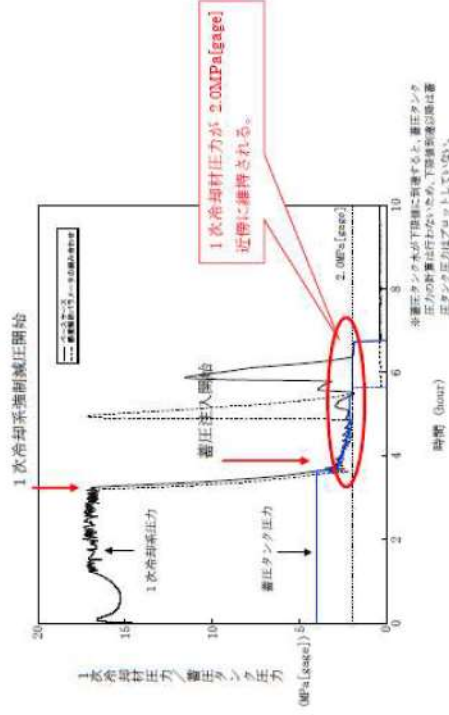
相違理由	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉																		
添付資料 7.2.2.2	添付資料 3.2.2	添付資料 3.2.2																		
蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について	蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について	蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について																		
格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として4.04MPa [gage]を設定している。	格納容器破損防止シナシエンス「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として4.04MPa [gage]を設定している。	格納容器破損防止シナシエンス「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンクの保持圧力は、炉心への注水を遅くする観点から、最低保持圧力として4.04MPa [gage]を設定している。																		
これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である4.4MPa [gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入器速がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに2.0MPa [gage]以下となる。	これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である4.4MPa [gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入器速がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに2.0MPa [gage]以下となる。	これに対して、保持圧力を通常運転時の設定圧力である4.4MPa [gage]を設定した場合の感度解析を実施した。解析の結果、1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入器速がし弁開放後の1次冷却材圧力は高く推移する傾向となるものの、一方、サブクール水の注入と蒸発により炉心の冷却が進むため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器破損のタイミミングが遅くなる。このため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下する傾向となり、原子炉容器破損までに2.0MPa [gage]以下となる。																		
表1 蓄圧タンク保持圧力の感度解析条件	表1 蓄圧タンク保持圧力の感度解析条件	表1 蓄圧タンク保持圧力の感度解析条件																		
<table border="1" data-bbox="319 1180 351 2101"> <tr> <th>項目</th> <th>基本ケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa [gage] (最低保持圧力)</td> <td>4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)</td> </tr> </table>	項目	基本ケース	感度ケース	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	<table border="1" data-bbox="319 633 351 1180"> <tr> <th>項目</th> <th>基本ケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa [gage] (最低保持圧力)</td> <td>4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)</td> </tr> </table>	項目	基本ケース	感度ケース	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	<table border="1" data-bbox="319 1180 351 2101"> <tr> <th>項目</th> <th>基本ケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa [gage] (最低保持圧力)</td> <td>4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)</td> </tr> </table>	項目	基本ケース	感度ケース	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)
項目	基本ケース	感度ケース																		
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)																		
項目	基本ケース	感度ケース																		
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)																		
項目	基本ケース	感度ケース																		
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)																		
																				
図1 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)	図1 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)	図1 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)																		

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）

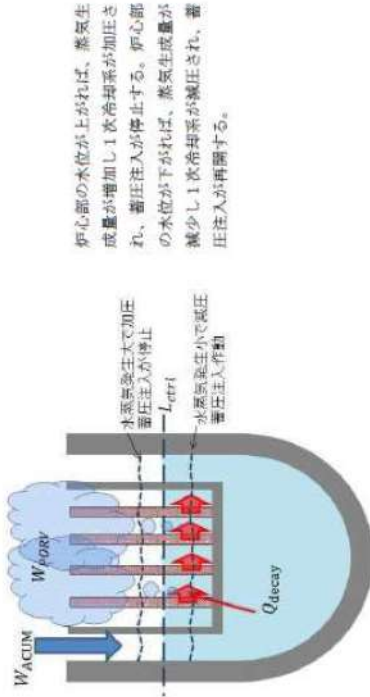
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表  
 7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滯する現象について）

泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料 3.2.3</p> <p>1 次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滯する現象について</p> <p>1 次冷却系強制減圧操作を実施すると、第1図に示す通り、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却系圧力が均衡した後、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を第2図に示す。</p> <p>つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滯することになる。この現象を数式で表すと以下のようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量<math>W_{porv}</math>は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{porv} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>W_{porv}</math>：加圧器逃がし弁の臨界流量</li> <li><math>Q_{decay}</math>：冠水炉心の崩壊熱</li> <li><math>L_{ctrl}</math>：冠水炉心の崩壊熱が相当になる炉心水位</li> <li><math>h_{lg}</math>：水の蒸発潜熱</li> </ul> <p>この時、炉心水位<math>L_{ctrl}</math>との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量<math>W_{ACUM}</math>が加圧器逃し弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>if <math>L &gt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より大きくなり加圧 → 蓄圧注入が停止</li> <li>if <math>L &lt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より小さくなり減圧 → 蓄圧注入作動</li> </ul> <p>その結果、<math>L \approx L_{ctrl}</math> また、<math>W_{porv} \approx W_{ACUM}</math>となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</p>	<p>添付資料 7.2.2.3</p> <p>1 次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滯する現象について</p> <p>1 次冷却系強制減圧操作を実施すると、図1に示す通り、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を図2に示す。</p> <p>つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滯することになる。この現象を数式で表すと以下のようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量<math>W_{porv}</math>は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{porv} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>W_{porv}</math>：加圧器逃がし弁の臨界流量</li> <li><math>Q_{decay}</math>：冠水炉心の崩壊熱</li> <li><math>L_{ctrl}</math>：冠水炉心の崩壊熱が相当になる炉心水位</li> <li><math>h_{lg}</math>：水の蒸発潜熱</li> </ul> <p>この時、炉心水位<math>L_{ctrl}</math>との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量<math>W_{ACUM}</math>が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>if <math>L &gt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より大きくなり加圧 → 蓄圧注入が停止</li> <li>if <math>L &lt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より小さくなり減圧 → 蓄圧注入作動</li> </ul> <p>その結果、<math>L \approx L_{ctrl}</math> また、<math>W_{porv} \approx W_{ACUM}</math>となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</p>
<p>添付資料 3.2.3</p> <p>1 次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滯する現象について</p> <p>1 次冷却系強制減圧操作を実施すると、第1図に示す通り、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却系圧力が均衡した後、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を第2図に示す。</p> <p>つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滯することになる。この現象を数式で表すと以下のようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量<math>W_{porv}</math>は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{porv} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>W_{porv}</math>：加圧器逃がし弁の臨界流量</li> <li><math>Q_{decay}</math>：冠水炉心の崩壊熱</li> <li><math>L_{ctrl}</math>：冠水炉心の崩壊熱が相当になる炉心水位</li> <li><math>h_{lg}</math>：水の蒸発潜熱</li> </ul> <p>この時、炉心水位<math>L_{ctrl}</math>との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量<math>W_{ACUM}</math>が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>if <math>L &gt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より大きくなり加圧 → 蓄圧注入が停止</li> <li>if <math>L &lt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より小さくなり減圧 → 蓄圧注入作動</li> </ul> <p>その結果、<math>L \approx L_{ctrl}</math> また、<math>W_{porv} \approx W_{ACUM}</math>となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</p>	<p>添付資料 7.2.2.3</p> <p>1 次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滯する現象について</p> <p>1 次冷却系強制減圧操作を実施すると、図1に示す通り、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を図2に示す。</p> <p>つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滯することになる。この現象を数式で表すと以下のようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量<math>W_{porv}</math>は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{porv} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><math>W_{porv}</math>：加圧器逃がし弁の臨界流量</li> <li><math>Q_{decay}</math>：冠水炉心の崩壊熱</li> <li><math>L_{ctrl}</math>：冠水炉心の崩壊熱が相当になる炉心水位</li> <li><math>h_{lg}</math>：水の蒸発潜熱</li> </ul> <p>この時、炉心水位<math>L_{ctrl}</math>との関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量<math>W_{ACUM}</math>が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>if <math>L &gt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より大きくなり加圧 → 蓄圧注入が停止</li> <li>if <math>L &lt; L_{ctrl}</math> 蒸発量が<math>W_{porv}</math>より小さくなり減圧 → 蓄圧注入作動</li> </ul> <p>その結果、<math>L \approx L_{ctrl}</math> また、<math>W_{porv} \approx W_{ACUM}</math>となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</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)



第1図 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動  
 ※3「三菱PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシリアクシデント解析コードについて」(MHI-NES-1064 三菱重工業、平成26年)に示されている代表4ループプラントにおける解析結果



第2図 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム

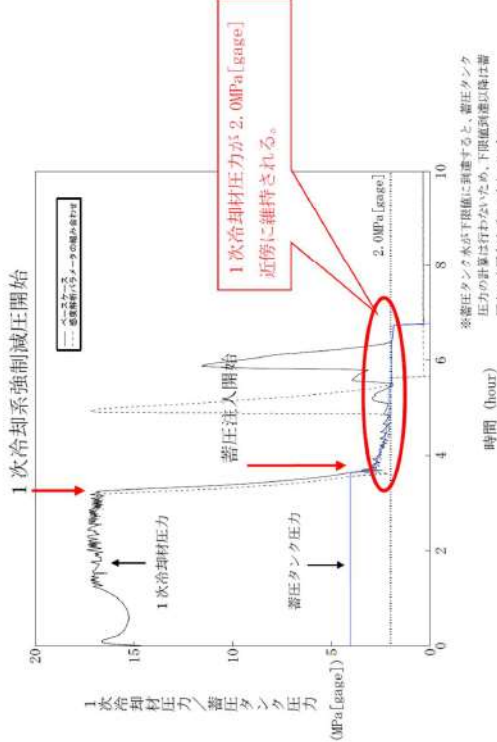


図1 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動

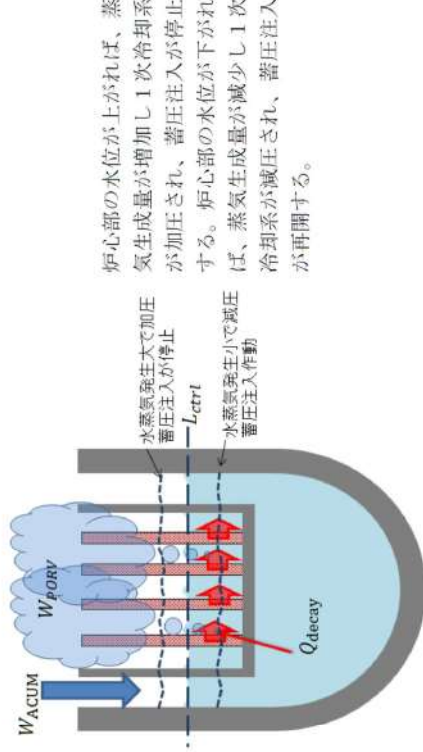


図2 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム

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）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価）（添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価）  
 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価） 大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉 女川原子力発電所 2 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p>添付資料 3.2.4</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について            （高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。</p>	<p>添付資料 3.2.5</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について            （高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p>	<p>添付資料 7.2.2.4</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について            （高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>評価事故シナジェンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。</p>	

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

泊発電所3号炉		相違理由	
設計仕様	設計仕様	設計仕様	設計仕様
材料	材料	材料	材料
設備	設備	設備	設備
運用	運用	運用	運用
体制	体制	体制	体制

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパワーマークに与える影響（3/1）

女川原子力発電所2号炉		比較表	
設計仕様	設計仕様	設計仕様	設計仕様
材料	材料	材料	材料
設備	設備	設備	設備
運用	運用	運用	運用
体制	体制	体制	体制

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について）

大阪発電所3/4号炉		比較表	
設計仕様	設計仕様	設計仕様	設計仕様
材料	材料	材料	材料
設備	設備	設備	設備
運用	運用	運用	運用
体制	体制	体制	体制

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパワーマークに与える影響（3/1）

比較表 有効性評価 泊発電所3号炉 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

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)

分類	重要度	解析モデル	不確かさ	影響	解析コードにおける解析対象及び解析項目となるパラメータに与える影響	解析項目となるパラメータに与える影響
1号炉	構造体との熱伝達	1号炉蒸気モジュール	-	解析コードにおける熱伝達及びタービン駆動に関するモデルは、いずれも工学的な形で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等を考慮する必要がある。解析コードの不確かさが運転員等への影響はない。	解析コードにおける熱伝達及びタービン駆動に関するモデルは、いずれも工学的な形で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等を考慮する必要がある。解析コードの不確かさが運転員等への影響はない。	解析項目となるパラメータに与える影響
				重要度	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷卻材放出	加圧器モジュール	-	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	解析項目となるパラメータに与える影響
				重要度	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	冷卻材放出	蒸気発生器モジュール	-	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	解析項目となるパラメータに与える影響
				重要度	解析モデル	不確かさ

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等稼働時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)

分類	重要度	解析モデル	不確かさ	影響	解析コードにおける解析対象及び解析項目となるパラメータに与える影響	解析項目となるパラメータに与える影響
1号炉	構造体との熱伝達	1号炉蒸気モジュール	-	解析コードにおける熱伝達及びタービン駆動に関するモデルは、いずれも工学的な形で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等を考慮する必要がある。解析コードの不確かさが運転員等への影響はない。	解析コードにおける熱伝達及びタービン駆動に関するモデルは、いずれも工学的な形で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等を考慮する必要がある。解析コードの不確かさが運転員等への影響はない。	解析項目となるパラメータに与える影響
				重要度	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷卻材放出	加圧器モジュール	-	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	解析項目となるパラメータに与える影響
				重要度	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	冷卻材放出	蒸気発生器モジュール	-	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	加圧器における冷卻材放出に関する解析コードの1号炉蒸気モジュールは、TMI事故時に加圧器がしきりによる放出状態を正しく評価でき、1号炉加圧器に与える影響が小さく、また、下部メーカのプライマリ側には原子炉冷却回路の1号炉加圧器は、原子炉冷却回路の1号炉加圧器に与える影響が小さい。加圧器の稼働時間にも与える影響は小さい。	解析項目となるパラメータに与える影響
				重要度	解析モデル	不確かさ

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等稼働時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/3)

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について) 比較表

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表	女川原子力発電所2号炉	大飯発電所3/4号炉
<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)</p>	<p>相違理由</p>	<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>
<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>	<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>	<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>
<p>(B/C) 最高圧力ターボポンプの回転速度が定格回転速度の約1.2倍となる場合の解析結果 (1/2)</p>	<p>(B/C) 最高圧力ターボポンプの回転速度が定格回転速度の約1.2倍となる場合の解析結果 (1/2)</p>	<p>(B/C) 最高圧力ターボポンプの回転速度が定格回転速度の約1.2倍となる場合の解析結果 (1/2)</p>

泊発電所3号炉

相違理由	7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について	7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について	7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>	<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>	<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>	<p>7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について</p>
<p>(B/C) 最高圧力ターボポンプの回転速度が定格回転速度の約1.2倍となる場合の解析結果 (1/2)</p>	<p>(B/C) 最高圧力ターボポンプの回転速度が定格回転速度の約1.2倍となる場合の解析結果 (1/2)</p>	<p>(B/C) 最高圧力ターボポンプの回転速度が定格回転速度の約1.2倍となる場合の解析結果 (1/2)</p>	<p>(B/C) 最高圧力ターボポンプの回転速度が定格回転速度の約1.2倍となる場合の解析結果 (1/2)</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）

泊発電所3号炉

相違理由

Table with 4 columns: 項目 (Item), 相違内容 (Difference Content), 相違理由 (Reason for Difference), 備考 (Remarks). Rows include items like '炉内温度計', '炉内圧力計', '炉内水位計', etc., with detailed descriptions of differences in specifications and installation.

表2 解析条件を記載条件とした増分の運転員負担軽減項目となるべき項目目録

Table with 4 columns: 項目 (Item), 解析条件 (Analysis Conditions), 記載条件 (Recorded Conditions), 備考 (Remarks). Rows list various equipment and systems such as '炉内温度計', '炉内圧力計', '炉内水位計', etc., detailing the specific conditions for analysis and recording.

表2 解析条件を記載条件とした増分の運転員負担軽減項目となるべき項目目録

女川原子力発電所2号炉

比較表 有効性評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について

Table with 4 columns: 項目 (Item), 解析条件 (Analysis Conditions), 記載条件 (Recorded Conditions), 備考 (Remarks). Rows list various equipment and systems such as '炉内温度計', '炉内圧力計', '炉内水位計', etc., detailing the specific conditions for analysis and recording.

表2 解析条件を記載条件とした増分の運転員負担軽減項目となるべき項目目録

大飯発電所3/4号炉

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

Table with 4 columns: 項目 (Item), 解析条件 (Analysis Conditions), 記載条件 (Recorded Conditions), 備考 (Remarks). Rows list various equipment and systems such as '炉内温度計', '炉内圧力計', '炉内水位計', etc., detailing the specific conditions for analysis and recording.

表2 解析条件を記載条件とした増分の運転員負担軽減項目となるべき項目目録

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）

泊発電所3号炉

Table with 4 columns: 項目 (Item), 相違理由 (Reason for Difference), 相違内容 (Difference Content), 備考 (Remarks). Rows include 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響.

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等稼働時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/4)

女川原子力発電所2号炉

Table with 4 columns: 項目 (Item), 相違理由 (Reason for Difference), 相違内容 (Difference Content), 備考 (Remarks). Rows include 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響.

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等稼働時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/3)

大飯発電所3/4号炉

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

Table with 4 columns: 項目 (Item), 相違理由 (Reason for Difference), 相違内容 (Difference Content), 備考 (Remarks). Rows include 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響, 運転員等稼働時間による影響.

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等稼働時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/4)







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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器密閉気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

泊発電所3号炉		泊発電所2号炉		大飯発電所3/4号炉		相違理由
<p>【注】本表は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について、有効性評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。</p>	<p>【注】本表は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について、有効性評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。</p>	<p>【注】本表は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について、有効性評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。</p>	<p>【注】本表は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について、有効性評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。</p>	<p>【注】本表は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について、有効性評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。</p>	<p>【注】本表は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について、有効性評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。本表に記載の項目は、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うための比較表である。</p>	<p>相違理由</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器密閉気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及解析条件の不確かさの影響評価について)

泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	大飯発電所3/4号炉
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		
相違理由		

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

泊発電所3号炉	相違理由
<p>大飯発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>
<p>大飯発電所3/4号炉</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について）

項目	泊発電所3号炉	泊発電所2号炉	大飯発電所3/4号炉
設備名称	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱装置	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱装置	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱装置
設計方針	設計方針は、炉内での溶融物の滞留時間を短縮し、格納容器の冷却効率を向上させることにより、溶融物の凝固を防ぐことにある。具体的には、格納容器の冷却水を循環させ、溶融物の表面積を増やすことで冷却効率を向上させることである。	設計方針は、炉内での溶融物の滞留時間を短縮し、格納容器の冷却効率を向上させることにより、溶融物の凝固を防ぐことにある。具体的には、格納容器の冷却水を循環させ、溶融物の表面積を増やすことで冷却効率を向上させることである。	設計方針は、炉内での溶融物の滞留時間を短縮し、格納容器の冷却効率を向上させることにより、溶融物の凝固を防ぐことにある。具体的には、格納容器の冷却水を循環させ、溶融物の表面積を増やすことで冷却効率を向上させることである。
設備仕様	格納容器の冷却水量は、設計容量の1.2倍である。また、冷却水の循環ポンプの出力は、設計容量の1.2倍である。	格納容器の冷却水量は、設計容量の1.2倍である。また、冷却水の循環ポンプの出力は、設計容量の1.2倍である。	格納容器の冷却水量は、設計容量の1.2倍である。また、冷却水の循環ポンプの出力は、設計容量の1.2倍である。
運転条件	運転条件は、炉内での溶融物の滞留時間を短縮し、格納容器の冷却効率を向上させることにより、溶融物の凝固を防ぐことにある。具体的には、格納容器の冷却水を循環させ、溶融物の表面積を増やすことで冷却効率を向上させることである。	運転条件は、炉内での溶融物の滞留時間を短縮し、格納容器の冷却効率を向上させることにより、溶融物の凝固を防ぐことにある。具体的には、格納容器の冷却水を循環させ、溶融物の表面積を増やすことで冷却効率を向上させることである。	運転条件は、炉内での溶融物の滞留時間を短縮し、格納容器の冷却効率を向上させることにより、溶融物の凝固を防ぐことにある。具体的には、格納容器の冷却水を循環させ、溶融物の表面積を増やすことで冷却効率を向上させることである。
相違理由	設計方針、設備仕様、運転条件の相違（設計方針の相違）	設計方針、設備仕様、運転条件の相違（設計方針の相違）	設計方針、設備仕様、運転条件の相違（設計方針の相違）

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

大飯発電所3号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付資料3.2.5</p> <p>加圧器逃がし弁の容量及び個数の設計について</p> <p>1. はじめに                      本資料では、加圧器逃がし弁の容量及び個数について、安全系としての機能、SAとしての機能の観点から整理して、説明する。</p> <p>2. 加圧器逃がし弁の安全系としての機能                      (1) PWRの標準的な設計                      加圧器逃がし弁は、設計基準事故に対しては安全評価指針に定められているとおり、MS-2である手動開閉機能にのみ期待している。具体的には、蒸気発生器伝熱管破損時の1次系減圧 (手動開閉) について、標準的な1台の容量 [ ] (l/h) にて機能要求を満足することを確認するものとしており、単一故障を考慮して2台 (以上) 設置する必要がある。</p> <p>(2) 大飯3,4号機の設計                      大飯3,4号機の加圧器逃がし弁は、蒸気発生器伝熱管破損時の1次系減圧 (手動開閉) に必要な容量 [ ] (l/h) を有する弁を設置しており、単一故障を考慮して2台設置している。</p> <p>3. 加圧器逃がし弁のSAとしての機能                      (1) SA有効性評価における加圧器逃がし弁の評価について                      重大事故等に対しては、1次冷却系強制減圧などの事象においてその機能を期待しており、SA有効性評価において、加圧器逃がし弁の機能に期待した評価を実施している。                      具体的には、有効性評価における以下の事象において、加圧器逃がし弁の機能に期待した評価を実施しており、安全系としての機能要求を考慮して設計した容量・台数で十分であることを確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○フイードアンドブリード (2次冷却系からの除熱機能喪失)</li> <li>○自動動作機能 (原子炉停止機能喪失)</li> <li>○1次冷却系強制減圧 (格納容器パイパス、格納容器器温過温破損、高圧溶融物放出／格納容器器雰囲気直接加熱)</li> </ul> <p>(2) 大飯3,4号機の設計                      大飯3,4号機のSA有効性評価においても、3. (1) に記載した事象において、加圧器逃がし弁の機能 [ ]、2台) に期待した評価を実施している。                      このうち、1次冷却系強制減圧 (高圧溶融物放出／格納容器器雰囲気直接加熱) については、炉心損傷を判断すれば、運転員等1名が加圧器逃がし弁を中央制御室にて開操作する手順としている (添付資料1参照)。解析において、炉心損傷判断から10分後に加圧器逃がし弁を開操作すること</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>【該当資料無し】</p>	<p>※大飯ではRV破損時の圧力が3ループアップメントと比較して判断基準の2.0MPa[gage]に近い値となるため加圧器逃がし弁の容量及び個数の妥当性を述べている資料であり、泊では大飯よりも圧力が低く状態でRV破損に至るため本資料は作成していない (伊方と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料3.2.5 加圧器逃がし弁の容量及び個数の設計について)

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)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>とした場合、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力を評価した結果はベースケースで約1.8MPa[gage]となっており、3ループプラントと比較して設置許可基準規則に規定される2.0MPaに近い値になっている。この点について、以下の操作開始時間や設備条件の不確かさを考慮しても、2.0MPa[gage]を下回ることを確認している。</p> <p>[操作開始時間の不確かさ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合</li> <li>(ii) 加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合</li> </ul> <p>[設備条件の不確かさ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 蓄圧タンク保持圧力の影響確認</li> </ul> <p>また、解析コードにおける重要事象の不確かさの影響評価を実施し、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ている。(添付資料2参照)</p> <p>[解析コードにおける重要現象の不確かさ]</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(i) 加圧器逃がし弁質量流量</li> <li>(ii) 蓄圧注入の流動抵抗</li> <li>(iii) 溶融ジェット径</li> <li>(iv) エントレインメント係数</li> <li>(v) デブリ粒子の径</li> <li>(vi) ジルコニウム-水反応速度</li> <li>(vii) 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度</li> <li>(viii) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束</li> <li>(ix) 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達</li> <li>(x) 溶接部破損時の最大歪み</li> <li>(xi) パラメータの組合せ</li> </ul> <p>(3) SA 有効性評価を踏まえた加圧器逃がし弁の容量および個数について</p> <p>1次冷却系強制減圧 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) における原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力評価結果を踏まえた大飯3,4号機の加圧器逃がし弁の容量および個数の妥当性について、以下に述べる。</p> <p>1次冷却系強制減圧 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) のベースケースの評価結果は、実機条件を踏まえると、蓄圧タンク圧力は最低保持圧力よりも高く、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱にかかるベースケースに対して、蓄圧タンク圧力を実機条件に見直した場合、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力評価結果は約1.7MPa[gage]となることから、ベースケースの解析は保守的な評価となっていると考えられる。</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (添付資料3.2.5 加圧器逃がし弁の容量及び個数の設計について)

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)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、蓄圧タンク保有水量もベースケースでは最低保有水量としていることや、解析の初期条件として設定している炉心熱出力や1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度、炉心崩壊熱等が保守的な条件設定となっていることを考慮すると、本現象における原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.7MPa[gage]よりも更に低くなることが想定される。</p> <p>さらに、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響因子の影響は小さく、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を十分下回ると考えられる。</p> <p>以上より、大飯3、4号機の加圧器逃がし弁の容量および個数は妥当である。</p> <p>4. まとめ</p> <p>大飯3、4号機の加圧器逃がし弁は、安全系の機能として、必要な容量を有する弁を単一故障も考慮して、2台設置しており、機能要求を満たしている。</p> <p>また、SA有効性評価として行った1次冷却系強制減圧 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) にかかる解析結果についても、十分保守的なものであり、加圧器逃がし弁2台を用いた1次冷却系強制減圧により格納容器破損は防止できると考えられる。</p>		

以上