

資料 4 - 2

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE723-9 r. 7.0
提出年月日	令和5年4月25日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

令和 5 年 4 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。

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

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
比較結果等を取りまとめた資料				
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・体制などを変更し、まとめ資料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. 他社審査会合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 : 下記2件				
・原子炉容器外の熔融燃料と冷却材の相互作用としては、水蒸気爆発と熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇が考えられるが、本評価では後者を想定して評価していることを女川同様に明確化【比較表 P2】				
・実機条件において CV 破損に至る大規模な FCI の発生の可能性が低いことについては添付資料で説明し本文に記載していなかったが、女川同様に本文にも記載【比較表 P15】				
c. 他社審査会合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 : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	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時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、熔融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。	LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、熔融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。	発電用原子炉の運転中にLOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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
2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)				
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、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレいを整備する。 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、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレいを整備する。 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、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレいを整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃料取替用水タンク（ピット）と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する
評価事故シーケンス	「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重：原子炉格納容器圧力及び温度は、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。			相違なし
2-4) 主な相違				
・泊、大飯、高浜のプラント設備の相違以外で、上記 2-3) に記載した事項以外の主な相違はない				
2-5) 相違理由の省略				
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
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器内水素処理装置	—
	原子炉格納容器水素燃焼装置	原子炉格納容器水素燃焼装置	格納容器水素イグナイタ	—
	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	—
	大容量ポンプ	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	—
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ	原子炉格納容器床	原子炉下部キャビティ	(大飯と同様)

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、AEI、AEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>溶融燃料-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。</p> <p>細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、AEI、AEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>溶融燃料-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。</p> <p>細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2Eである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事</p>	<p>7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に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、AEW、AEI、SEI、SLW、SLI及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中にLOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとれない場合には、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象</p>	<p>【大飯、高浜】 記載順の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

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>蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及びJASMIN Eを用いた原子炉格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。 (添付資料 3.3.1)</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及びJASMIN Eを用いた原子炉格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。 (添付資料 3.3.1)</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p>	<p>象である。細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、熔融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、格納容器を冷却及び除熱し、熔融炉心から格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって熔融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p>	<p>である。細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、熔融炉心から1次冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇についてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による、水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） -女川に合わせて具体的に設備及び手段を記載</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。</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>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」で想定される事故シナリオでは、格納容器下部への溶融炉心落下を想定する。</p> <p>この状況では、格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には格納容器下部に水が張られた状態を想定する。</p> <p>なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮し、「高圧溶融</p>	<p>容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気除熱を行う。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」により原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイを整備する。</p>	<p>【大阪、高浜】記載箇所の相違 ・他機関に合わせての除熱に関する記載の追加（伊方と同様）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>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「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策である逃がし安全弁（自動減圧機能）の原子炉減圧中における逃がし安全弁の環境緩和を考慮して 3.67m（ドライウエル水位 0.02m）から 3.88m（ドライウエル水位 0.23m）としている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)の a. から j. に示している。このうち、本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)の f. 及び g. に示している。</p> <p>なお、f. の格納容器下部への注水は、格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」への影響も考慮して格納容器下部の水位を</p>	<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大阪、高浜】設計の相違</p> <p>・代替格納容器スプレイに関しては、大阪、高浜は燃料取替用水タンクと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水タンクを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水タンクが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する（1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p>(添付資料3.3.3)</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1 図から第3.2.4 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2.2 図及び第3.2.3 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p>		

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧再循環機能、低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧再循環機能、低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び 	<p>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<p>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に示す通り、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。このときの圧カスパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。</p>	<p>7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>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、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点でより厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内への注水があり、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が、圧力上昇が抑制されない観点からより厳しいと考えられる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失する「AEW」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び 	<p>【女川】 記載方針の相違 ・FWRは初めに厳しいプラント損傷状態を選定し、その後、選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・泊は非ブースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系を使用しないため、想定事故シーケンスが異なる（大飯と同様）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>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"> ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ、破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を想定し、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定し、さらに、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「大破断</p>		<p>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"> ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮し</p>	<p>【高浜】 設計の相違 ・同上</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・泊は他の記載と</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>の喪失を考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p>	<p>LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p>	<p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではブラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではブラント損傷状態をTQUXとしており、異なるブラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのブラ</p>	<p>た「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び可搬式大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。</p>	<p>の整合を図り時間余裕と記載</p> <p>【大飯、高浜】設計の相違・差異理由は前述どおり（4 ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形 沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 区画間の流動 スプレイ冷却 	<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形 沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 区画間・区画内の流動 スプレイ冷却 	<p>ント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形 沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流 <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 区画間の流動 スプレイ冷却 	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PWRは炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を簡条書きにしている</p> <p>【大阪】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シークエンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シークエンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シークエンスの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シークエンスに対する影響を考慮した条件となつて</p>	<p>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シークエンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シークエンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シークエンスの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シークエンスに対する影響を考慮した条件となつて</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挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シークエンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シークエンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」の条件と同じである。</p>	<p>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シークエンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シークエンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シークエンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同じである。なお、以下に示すとおり、本評価事故シークエンスに対する影響を考慮した条件となつており、初期</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・同様の記載の過圧破損に記載を合わせた</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>おり、初期条件も含めた解析条件を第3.3.1表に示す。 (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の、粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.4図及び第3.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.9図から第3.1.1.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約21分後に炉心溶融に至り、約51分後に恒設</p>	<p>おり、初期条件も含めた解析条件を第3.3.2.1表に示す。 (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の、粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.2.1図及び第3.1.1.2.2図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.2.6図から第3.1.1.2.9図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に恒設</p>	<p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.3.1図及び第3.3.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、格納容器下部水位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p>	<p>条件も含めた解析条件を第7.2.3.1表に示す。 (添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径 計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数 Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約26時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.14)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第3.1.1.11図及び第3.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約48時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.14)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第3.1.1.2.8図及び第3.1.1.2.9図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.13)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>圧力スパイク（約1分間の溶融炉心落下）によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約0.23MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約128℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.13)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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)、(3)、(4)、(7)及び(8)に示す評価項目、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>「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., c., d., g. 及びh. に示す評価項目、並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>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>能は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、格納容器下部に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>(添付資料3.5.1)</p>	<p>本評価では、「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)の評価項目について、原子炉格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>「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)、(3)、(4)、(7)及び(8)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維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p>	<p>3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p>	<p>3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p>	<p>7.2.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映） 【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載 【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小</p>	<p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORRA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケ</p>	<p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模な原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>シスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及</p>	<p>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

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>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損時間を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シークエンスでは、原子炉圧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</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

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>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析より原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCO₂RA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・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</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が</p>	<p>価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が</p>	<p>【大阪、高浜】記載表現の相違 ・「a. 運転員等操作時間に与える影響」に合わせた記載</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.3.4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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 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</p>	<p>確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大飯、高浜</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は</p>		<p>は格納容器過圧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解析条件の不確かさの影響評価を記載している</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>ない。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4、3.3.5)</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崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。</p> <p>感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.7図に示すとおり、事象発生から約3.0時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクの最大値は約0.30MPa[gage]となったが、圧カスパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の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、解析上の操作時間として原子</p>		<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊、大阪、高浜は格納容器過圧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解析条件の不確かさの影響評価を記載している</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>(添付資料 3.3.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の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）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉圧力容器破損までに格納容器下部に3.67m（ドライウェル水位0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に3.67mの水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）にて約1.2時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約2.5時間後に開始すると、事象発生から約3.7時間後に水位形成可能である。原子炉圧力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.3.4)</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊、大阪、高浜は格納容器過圧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操作時間余裕の把握に関して記載している</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.3.2)</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.3.2)</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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7.2.3.2)</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述どおり（4ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員の評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p>	<p>7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯、高浜とは評価条件が異なる (伊方、女川と同様)</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重量して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施す</p>	<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重量して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する原子炉格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施す</p>	<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に格納容器下部へ3.67mから3.88mの水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+FCI発生）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持でき</p>	<p>7.2.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重量する。このため、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイによる注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、溶融炉心から原</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実機の実機）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（4ページ）</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

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>ることにより、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力、並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材</p>	<p>ることにより、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力、並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材</p>	<p>る。また、安定状態を維持できる。 (添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、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</p>	<p>子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力、並びに原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及</p>	<p>（参照）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実装の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実装の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違</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）

7.2.3 原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

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>相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレィ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>・泊では文章内で重複する表現のため記載していない（伊方と同様）</p> <p>【大飯、高浜】設計の相違</p> <p>・差異理由は前述のとおり（4ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】記載表現の相違（女川実質の反映）</p>

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

第 3.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件
 (大飯断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.411MW) ×1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[case]
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃
炉心積熱高	FF：日本原子力発電所標準 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)
高圧注水流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	73,900m ³
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値

第 3.3.2.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件
 (大飯断 LOCA 時に高圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/3)

項目	主要解析条件	進行設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価対象シナリオの重要な現象である炉心における燃料の崩壊 と燃料の冷却材との相互作用を適切に評価することが可能なシナリオ と進展条件を以下
炉心熱出力 (初期)	100% (4,632 MW) ×1.02	評価結果を悪くする上には、高圧注水を考慮した上限値として設 定し、炉心出力が大きいと崩壊高が大きくなり、炉心出力の観点から 悪い設定。
1次冷却材圧力 (初期)	13.41+0.21MPa[case]	評価結果を悪くする上には、高圧注水を考慮した上限値として設 定。1次冷却材圧力が低いと原子炉格納容器へのエネルギー供給が少 くなり、原子炉格納容器の冷却能力から悪い設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を悪くする上には、高圧注水を考慮した上限値として設 定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー供給が少 くなり、原子炉格納容器の冷却能力から悪い設定。
炉心積熱高	FF：日本原子力発電所標準 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	格納容器として設定。
高圧注水流量 (初期)	48t (1基当たり)	格納容器として設定。格納容器内と高圧のアクチ ニドの崩壊が多くなるため、高圧注水の崩壊高は大きくなり、この ため、崩壊高が大きくなるサイクル末期相点を打ち止し崩壊高を設定。
原子炉格納容器 自由体積	67,400m ³	格納容器として設計値より小さい値を設定。
ヒートシンク	標準値	格納容器として設計値より小さい値を設定。

女川原子力発電所2号炉

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件
 (大飯断 LACA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAP	本評価対象シナリオの重要な現象である炉心における燃料の崩壊変化、格 納容器の冷却材との相互作用を適切に評価することが可能なシナリオと進展 条件を以下
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MW) ×1.02	評価結果を悪くする上には、高圧注水を考慮した上限値として設 定し、炉心出力が大きいと崩壊高が大きくなり、炉心出力の観点から 悪い設定。
1次冷却材圧力 (初期)	11.41+0.21MPa[case]	評価結果を悪くする上には、高圧注水を考慮した上限値として設 定。1次冷却材圧力が低いと原子炉格納容器へのエネルギー供給が少 くなり、原子炉格納容器の冷却能力から悪い設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	308.6+2.2℃	評価結果を悪くする上には、高圧注水を考慮した上限値として設 定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー供給が少 くなり、原子炉格納容器の冷却能力から悪い設定。
炉心積熱高	FF：日本原子力発電所標準 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	格納容器として設定。
高圧注水流量 (初期)	50t (1基当たり)	格納容器として設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	格納容器として設計値より小さい値を設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	格納容器として設計値より小さい値を設定。

【大飯、高圧】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異に
 より「手順」「重大事故
 等対処設備」の記載、
 名称が異なる

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

第 3.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解除条件
 (大破断LOCA時に高圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/3)

項目	主要解除条件
起回事故	大破断LOCA 燃料口注：完全隔離解除 燃料口注：完全隔離解除 高圧注入機能、高圧注入機能 格納容器スプレイ注入機能喪失 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内圧 交代電源喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失
安全機能の喪失 を行う状況	外部電源なし ジェルコニウム-水反応を考慮 1次高圧注ポンプ駆動電圧低 (定常運転時0.6%) [定常運転時0.6秒]
原子炉トリップ	事故発生後60秒後に日本開始 200m ³ /h (事故発生後4分合計) 4.0MMPa(g) (運転保持圧力)
タービン駆動ポンプ 停止	事故発生後60秒後に日本開始
原子炉圧力 維持圧力	事故発生後60秒後に日本開始

第 3.3.2 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解除条件
 (大破断LOCA時に高圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/3)

項目	主要解除条件
起回事故	大破断LOCA 燃料口注：完全隔離解除 燃料口注：完全隔離解除 高圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内圧 交代電源喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失
安全機能の喪失 に対する状況	外部電源なし ジェルコニウム-水反応を考慮 1次高圧注ポンプ駆動電圧低 (定常運転時0.5%) [定常運転時0.5秒]
原子炉トリップ	事故発生後60秒後に日本開始
タービン駆動ポンプ 停止	事故発生後60秒後に日本開始
原子炉圧力 維持圧力	事故発生後60秒後に日本開始

第 7.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解除条件
 (大破断LOCA時に高圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故) (2/3)

項目	主要解除条件
起回事故	大破断LOCA 燃料口注：完全隔離解除 燃料口注：完全隔離解除 高圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内圧 交代電源喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失
安全機能の喪失 を行う状況	外部電源なし ジェルコニウム-水反応を考慮 1次高圧注ポンプ駆動電圧低 (定常運転時0.5%) [定常運転時0.5秒]
原子炉トリップ	事故発生後60秒後に日本開始
タービン駆動ポンプ 停止	事故発生後60秒後に日本開始
原子炉圧力 維持圧力	事故発生後60秒後に日本開始

第 7.3.2 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解除条件
 (大破断LOCA時に高圧注入機能、高圧注入機能が喪失する事故) (2/3)

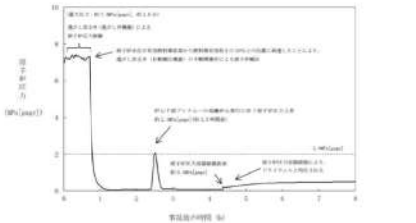
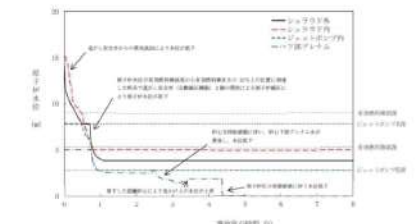
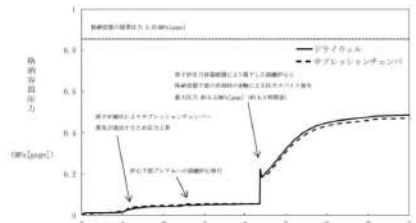
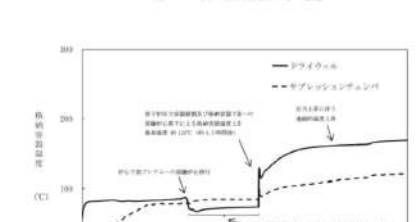
項目	主要解除条件
起回事故	大破断LOCA 燃料口注：完全隔離解除 燃料口注：完全隔離解除 高圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用内圧 交代電源喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失 ・原子炉格納容器隔離喪失
安全機能の喪失 を行う状況	外部電源なし ジェルコニウム-水反応を考慮 1次高圧注ポンプ駆動電圧低 (定常運転時0.5%) [定常運転時0.5秒]
原子炉トリップ	事故発生後60秒後に日本開始
タービン駆動ポンプ 停止	事故発生後60秒後に日本開始
原子炉圧力 維持圧力	事故発生後60秒後に日本開始

相違理由

【大飯、高浜】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる

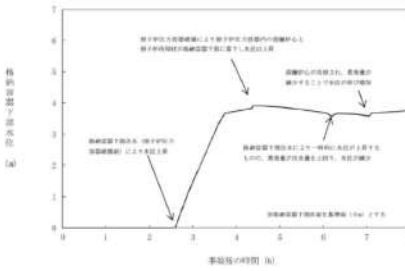
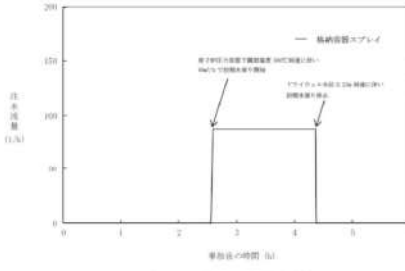
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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3.3.1図 原子炉圧力の推移</p>  <p>第3.3.2図 原子炉水位（シェッド内外水位）の推移</p>  <p>第3.3.3図 格納容器圧力の推移</p>  <p>第3.3.4図 格納容器温度の推移</p>		<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大飯、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるためグラフを省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないためグラフを記載している</p>

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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3.3.5図 格納容器下部水位の推移</p>  <p>第3.3.6図 注水流量の推移</p>		<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大阪、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるためグラフを省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないためグラフを記載している</p>

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.3.1</p> <p style="text-align: center;">炉外熔融燃料-冷却材相互作用の評価について</p> <p>1. 炉外熔融燃料-冷却材相互作用により発生する事象について</p> <p>原子炉容器外での炉外熔融燃料-冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の熔融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティにとどまっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。</p> <p>水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP*¹を用いた解析では、熔融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない（図1、図2）</p> <p>水蒸気爆発事象については、分散した熔融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局部的に崩壊（トリガリング）した結果、熔融炉心と冷却材との液-液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液-液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起り、その過程において熔融炉心が微粒化し、新たな液-液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発が発生する可能性について</p> <p>水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、COTELS、FARO、KROTOSが行われているが（添付参照）、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。</p> <p>これは熔融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている（添付参照）。</p> <p>近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo.10,12,13及び14実験において、外部トリガーがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No.10,12,13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。</p> <p>他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.3.1</p> <p style="text-align: center;">原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の評価について</p> <p>1. 原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用により発生する事象について</p> <p>原子炉容器外での熔融燃料-冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の熔融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティに留まっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。</p> <p>水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP*¹を用いた解析では、熔融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。（図1、図2）</p> <p>水蒸気爆発事象については、分散した熔融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局部的に崩壊（トリガリング）した結果、熔融炉心と冷却材との液-液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液-液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起り、その過程において熔融炉心が微粒化し、新たな液-液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。</p> <p style="background-color: yellow;">水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発が発生する可能性について</p> <p>水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、FARO、KROTOS、COTELSが行われているが、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。</p> <p>これは熔融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。（添付1参照）</p> <p>近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo.10,12,13及び14実験において、外部トリガーがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No.10,12,13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。</p> <p>他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 ・泊は表に記載している実験順で記載</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなる No. 13 で約 0.4%、外部トリガーがある場合でも 0.7%未満であり、KROTOS 実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。</p> <p>上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうち KROTOS 実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約 150 気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI 実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。</p> <p>外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。大飯3、4号炉の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約 20K となるが、KROTOS 実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が 80K 以上の場合に限られる。また、TROI 実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が 100K 以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38 のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No. 35 のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。</p> <p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器健全性に与える影響はないと考える。</p> <p>3. 水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。</p> <p>具体的には、別紙に示す通り、大飯3、4号炉において水蒸気爆発により原子炉格納容器バウンダリが破損するモードには以下の2つが考えられるが、①についてはライナーに作用する荷重を評価しライナーが破断しないことを、②については主配管に作用する荷重を評価し主配管が破断しないことを構造応答解析により確認した。</p> <p>①原子炉下部キャビティ側面に露出しているライナーのひずみによる破損 ②水蒸気爆発により原子炉容器が突き上げられ、原子炉容器につながる主配管が破断し原子炉容器の落下等が発生することによる原子炉格納容器の破損</p> <p>なお、①は原子炉下部キャビティ側面にライナーが露出しているPCCV特有の破損モードである。また、大飯3、4号炉においては原子炉下部キャビティ水位が高くなりやすく原子炉容器底部に達する場合があり、水蒸気爆発の衝撃波が冷却材を媒体として直接的に原子炉容器に作用することから、②の破損モードに係る評価結果は相対的に厳しくなる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなる No. 13 で約 0.4%、外部トリガーがある場合でも 0.7%未満であり、KROTOS 実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。</p> <p>上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうち KROTOS 実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約 150 気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI 実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。</p> <p>外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。泊3号機の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約 30K となるが、KROTOS 実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が 80K 以上の場合に限られる。また、TROI 実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が 100K 以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38 のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No. 35 のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。</p> <p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器の健全性に与える影響はないと考える。</p> <p>3. 水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。</p> <p>具体的には、別紙に示す通り、泊3号炉において原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違</p> <p>評価方針の相違 ・大飯3 / 4号炉 (PCCV) と泊3号炉 (鋼製CV) ではCVの構造が異なるため評価対象が異なる</p>

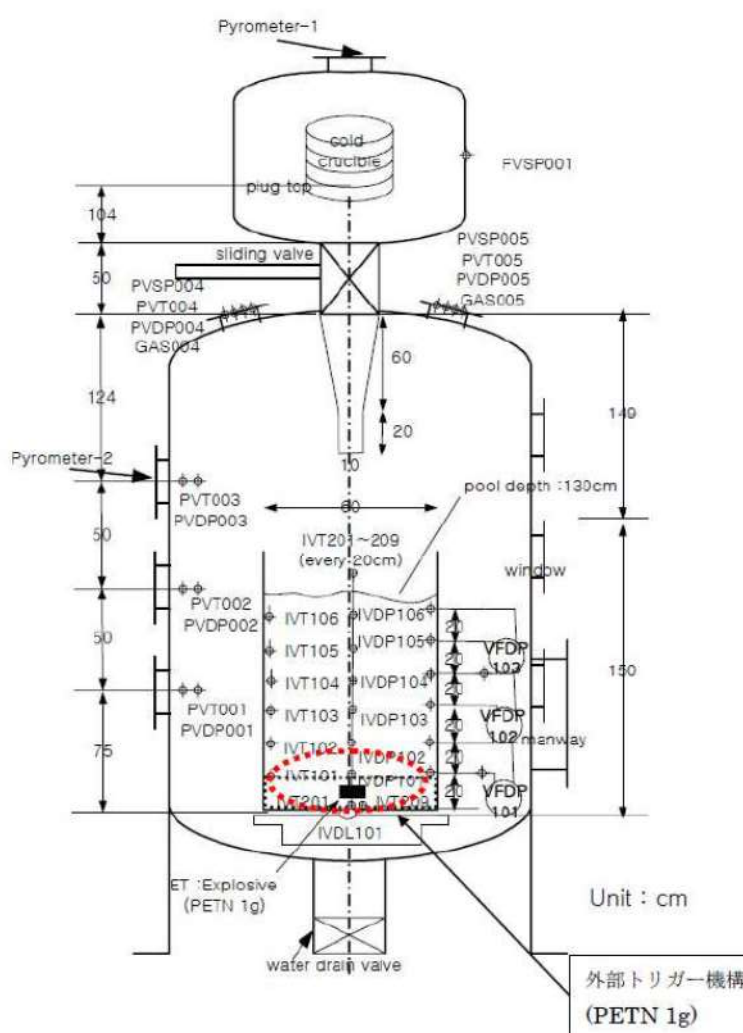
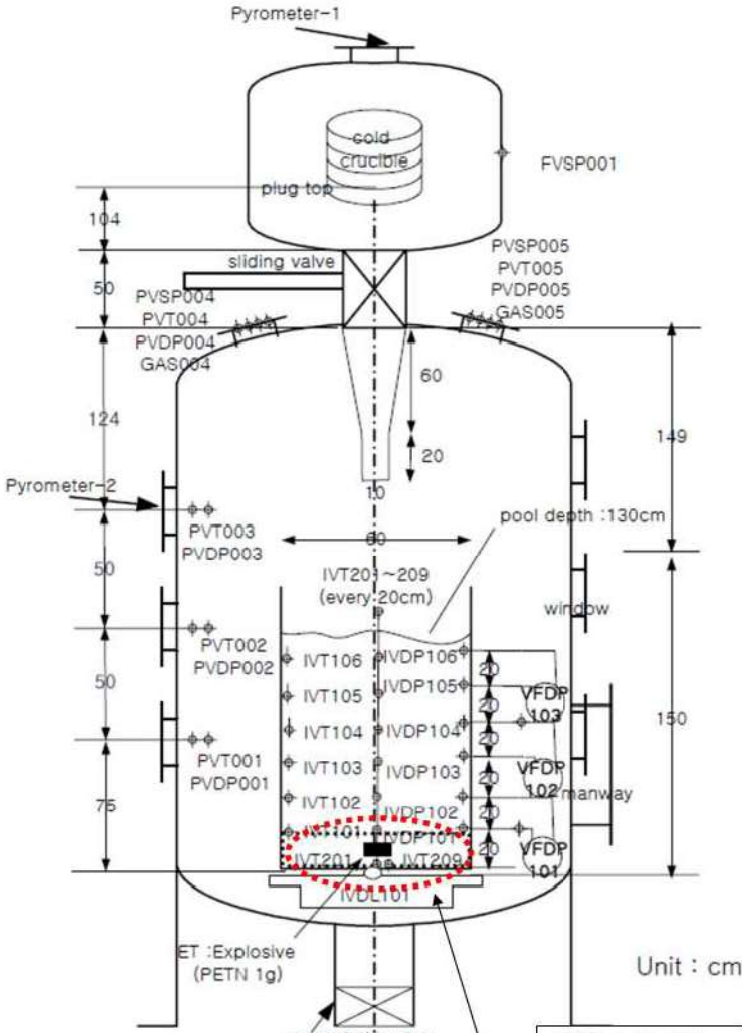
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p> </p> <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移</p> <p> </p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)</p>	<p> </p> <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (~72時間)</p> <p> </p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)</p> <p> *1 MAAPコードにおける溶融炉心と水の相互作用モデル 模擬溶融炉心を水中に落下させた実験結果 (粒子径、圧力等)をよく再現するように設定されたモデルで、溶融炉心の分散・粒子化、溶融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。 </p>	

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 KROTOS 実験装置</p>	<p>図3 KROTOS 実験装置</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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Unit : cm</p> <p>外部トリガー機構 (PETN 1g)</p> <p>図4 TROI No. 51 実験装置</p>	 <p>Unit : cm</p> <p>外部トリガー機構 (PETN 1g)</p> <p>図4 TROI No.51実験装置</p>	

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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

添付：FCIに関する大規模実験結果 (実験想定での溶融物を模擬)

実験 ID	実験タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部冷却 の有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的試験 への実熱効率 (%)
FARO	1	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	18.00	2923	83	0	-	-	-
	2	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	44.00	3023	183	12	-	-	-
	3	77%UO ₂ +19%ZrO ₂ +4%Zr	151.00	2923	0	2	-	-	-
	4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	125.00	3125	283	0	-	-	-
KROTOS	5	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	157.00	3073	293	1	-	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	96.00	3173	333	0	-	-	-
	7	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	176.00	3053	183	0	-	-	-
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	120.00	3053	183	1	-	-	-
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	39.00	3070	210	97	-	-	-
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	92.00	2900	150	104	-	-	-
	11	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	100.00	3070	210	124	-	-	-
	12	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	100.00	3070	210	124	-	-	-
COTEELS	1	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.03	3063	233	22	-	-	-
	2	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.20	3063	223	75	-	-	-
	3	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.10	3023	183	10	○	-	-
	4	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.03	3025	185	79	○	-	-
	5	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.22	3018	178	77	○	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.09	3105	265	4	○	-	-
	7	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	5.05	3068	248	83	○	-	-
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	5.15	3023	183	82	○	-	-
COTEELS	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3025	183	102	○	-	-
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3025	183	123	○	-	-
	11	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	56.30	3050	210	0	-	-	-
	12	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	27.00	3050	210	8	-	-	-
	1	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.40	3060	210	12	-	-	-
	2	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.10	3050	210	21	-	-	-
	3	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	47.70	3050	210	24	-	-	-
	4	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	57.10	3060	210	0	-	-	-
COTEELS	5	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.00	3060	210	21	-	-	-
	6	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-
	7	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-
	8	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-

FCIに関する大規模実験結果 (実験想定での溶融物を模擬)

実験 ID	実験タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部冷却 の有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的試験 への実熱効率 (%)
FARO	1	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	18.00	2923	83	0	-	-	-
	2	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	44.00	3023	183	12	-	-	-
	3	77%UO ₂ +19%ZrO ₂ +4%Zr	151.00	2923	0	2	-	-	-
	4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	125.00	3125	283	0	-	-	-
KROTOS	5	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	157.00	3073	293	1	-	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	96.00	3173	333	0	-	-	-
	7	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	176.00	3025	183	0	-	-	-
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	129.00	3023	183	1	-	-	-
	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	175.00	3052	212	1	-	-	-
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	39.00	3070	230	97	-	-	-
	11	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	92.00	2900	150	104	-	-	-
	12	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	100.00	3070	230	124	-	-	-
COTEELS	1	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.03	3063	223	22	-	-	-
	2	81%UO ₂ +19%ZrO ₂	3.20	3063	223	75	-	-	-
	3	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.10	3023	183	10	○	-	-
	4	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.03	3023	185	79	○	-	-
	5	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	3.22	3018	178	77	○	-	-
	6	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.09	3105	265	4	○	-	-
	7	79%UO ₂ +21%ZrO ₂	5.05	3068	248	83	○	-	-
	8	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	5.15	3023	183	82	○	-	-
COTEELS	9	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3025	183	102	○	-	-
	10	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	2.62	3025	183	123	○	-	-
	11	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	56.30	3050	210	0	-	-	-
	12	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	27.00	3050	210	8	-	-	-
	1	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.40	3060	210	12	-	-	-
	2	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.10	3050	210	21	-	-	-
	3	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	47.70	3050	210	24	-	-	-
	4	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	57.10	3060	210	0	-	-	-
COTEELS	5	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	55.00	3060	210	21	-	-	-
	6	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-
	7	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-
	8	55%UO ₂ +5%ZrO ₂ +25%Zr+15%SS	53.00	3050	210	86	-	-	-

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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

実験 ID	実験タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部炉内 の有無	水素気爆発 発生の有無	機械的破壊 への定量的率 (%)	参考 文献
9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	4.3	3200	389	77	-	-	-	(1)
10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.7	3400	989	75	-	○	-	(1)
11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	9.185	3400	989	77	-	-	-	(1)
12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.4	3400	989	80	-	○	-	(1)
13	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	7.735	3400	689	81	-	○	0.4	(1)
14	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	6.545	3200~4000	889~1189	88	-	○	-	(1)
21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	7.22	3000	167	75	-	-	-	(2)
22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	9.91	2900	467	75	-	-	-	(2)
23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	10.395	3000	757	80	-	-	-	(2)
25	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.005	3400	689	86	-	-	-	(2)
26	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	12.31	3000	467	90	-	-	-	(2)
34	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	10.52	3470	859	32	○	○	0.63	(3)
35	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	15.92	2900	179	30	○	○	0.21	(3)
36	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	3.26	3210	699	68	○	○	0.5	(3)
37	80%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.8	8.13	3390	547	60	○	○	0.01	(3)
38	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	5.325	3450	817	95	-	-	-	(4)
39	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	3.405	3130	497	88	○	-	-	(4)
40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	3000	189	86	-	-	-	(4)
43	65%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.22	2600	-	77	-	-	-	(6)
44	65%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.77	2580	-	79	○	-	-	(6)
46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.794	3500	779	86	-	-	-	(7)
47	80%UO ₂ +20%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.790	3000	-	79	-	-	-	(7)
48	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	13.042	3430	809	88	-	-	-	(7)
51	62.8%UO ₂ +13.5%ZrO ₂ +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3430	-	70	○	○	-	(8)
52	61%UO ₂ +16%ZrO ₂ +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	-	88	○	○	0.66	(8)

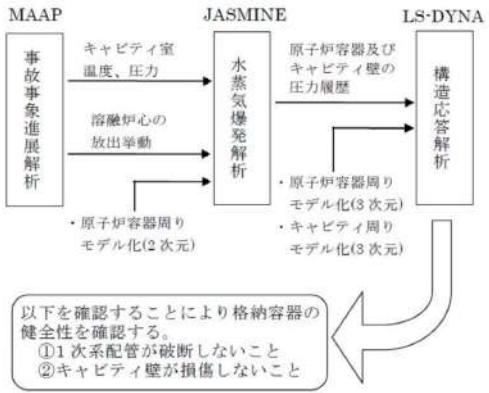
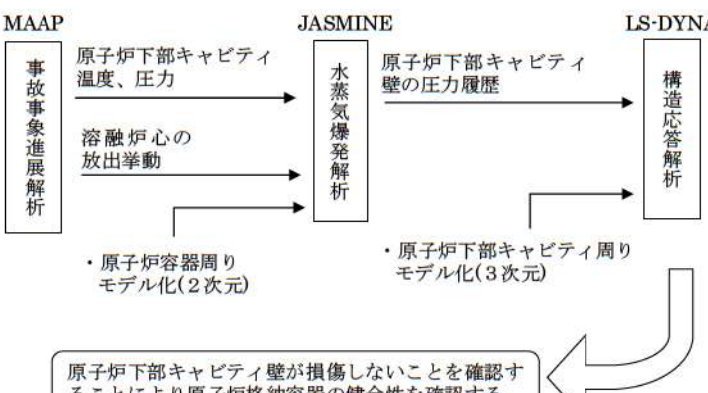
※ No.13及び14の溶融物組成は5900K及び5900Kとの記載もあるが、参考文献(1)の図表より、溶融物の正確な組成は2838Kとして評価。
 溶融物は、MATPROよりUO₂-ZrO₂=70:30の場合で組成2811K、UO₂-ZrO₂=80:20の場合で組成2838Kとして評価。
 (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂-ZrO₂ Mixture. Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.
 (2) J. H. Kim et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments. ICAPP04, 2004.
 (3) J. H. Kim et al. Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment. Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.
 (4) J. H. Kim et al. Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility. KNS, 2005.
 (5) V. Typpel. Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism. Dr. Thesis. Universit t de Strasbourg, 2012.
 (6) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility. KNS, 2006.
 (7) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.
 (8) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium. J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.

実験 ID	実験タイプ	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部炉内 の有無	水素気爆発 発生の有無	機械的破壊 への定量的率 (%)	参考 文献
9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	4.3	3200	389	77	-	-	-	(1)
10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.7	3400	989	75	-	○	-	(1)
11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	9.185	3400	989	77	-	-	-	(1)
12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	8.4	3400	989	80	-	○	-	(1)
13	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	7.735	3500	689	81	-	○	0.4	(1)
14	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.69	6.545	3200~4000	889~1189	88	-	○	-	(1)
21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	7.32	3000	167	75	-	-	-	(2)
22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	9.91	2900	467	76	-	-	-	(2)
23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	10.385	3000	767	80	-	-	-	(2)
25	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	9.005	3500	689	86	-	-	-	(2)
26	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	12.31	3300	467	90	-	-	-	(2)
34	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	10.52	3670	859	32	○	○	0.63	(3)
35	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	15.93	2950	179	39	○	○	0.21	(3)
36	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.7	5.26	3510	699	68	○	○	0.5	(3)
37	80%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	0.01	(3)
38	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	5.325	3650	817	85	-	-	-	(4)
39	70%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	0.79	3.405	3750	897	88	○	-	-	(4)
40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	3000	189	86	-	-	-	(4)
43	65%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.22	2600	-	77	-	-	-	(6)
44	65%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.77	2850	-	78	○	-	-	(6)
46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.794	3550	779	86	○	○	-	(7)
47	80%UO ₂ +20%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.796	3030	-	79	-	-	-	(7)
48	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	13.042	3630	809	98	-	-	-	(7)
51	62.8%UO ₂ +13.5%ZrO ₂ +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3430	-	79	○	○	-	(8)
52	61%UO ₂ +16%ZrO ₂ +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.604	2650	-	88	○	○	0.66	(8)

※ No.13及び14の溶融物組成は5900K及び5900Kとの記載もあるが、参考文献(1)の図表より、溶融物の正確な組成は2838Kとして評価。
 溶融物は、MATPROよりUO₂-ZrO₂=70:30の場合で組成2811K、UO₂-ZrO₂=80:20の場合で組成2838Kとして評価。
 (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂-ZrO₂ Mixture. Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.
 (2) J. H. Kim et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments. ICAPP04, 2004.
 (3) J. H. Kim et al. Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment. Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.
 (4) J. H. Kim et al. Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility. KNS, 2005.
 (5) V. Typpel. Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism. Dr. Thesis. Universit t de Strasbourg, 2012.
 (6) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility. KNS, 2006.
 (7) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.
 (8) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium. J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>【参考】水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>1. 水蒸気爆発の影響評価の目的</p> <p>実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。水蒸気爆発により原子炉格納容器バウンダリが破損するモードには以下の2つが考えられるが、①についてはライナーに作用する荷重を評価しライナーが破断しないことを、②については主配管に作用する荷重を評価し主配管が破断しないことを構造応答解析により確認する。</p> <p>① 原子炉下部キャビティ側面に露出しているライナーのひずみによる破損</p> <p>② 水蒸気爆発により原子炉容器が突き上げられ、原子炉容器につながる主配管が破断し原子炉容器の落下等が発生することによる原子炉格納容器の破損</p> <p>2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p> <p>水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、まず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉キャビティ室の状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁の圧力履歴を初期条件として、LS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施し、1次系配管及び原子炉キャビティ壁の変位量、応力、塑性ひずみを算出する。</p> <p>また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。</p>  <p>図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>【参考】水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>1. 水蒸気爆発の影響評価の目的</p> <p>実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認する。</p> <p>2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p> <p>水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、まず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ室の状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉下部キャビティ壁の圧力履歴を境界条件としてLS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施する。</p> <p>また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。</p>  <p>図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p>	<p>※大飯に倣い泊3号炉の水蒸気爆発の影響評価(別紙)を新規に実施</p> <p>評価対象の相違</p> <p>・大飯3 / 4号炉(PCCV)と泊3号炉(御製CV)ではCVの構造が異なるため評価対象が異なる</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 解析条件</p> <p>水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる「大LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表1にJASMINE解析の主要解析条件を示す。</p> <p>JASMINEの解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径38mmに対し\squareと設定しており、放出面積としては約\square倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。</p> <p style="text-align: center;">\square 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p>3. 解析条件</p> <p>3.1 水蒸気爆発解析 (JASMINE)</p> <p>水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉下部キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる「大LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉下部キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表1にJASMINE解析の主要解析条件を示す。</p> <p>JASMINEの解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径38mmに対し\squareと設定しており、放出面積としては約\square倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。</p> <p>JASMINEにて原子炉下部キャビティ壁面での圧力（静圧及び動圧）を算出し、LS-DYNAによる構造解析の壁面における圧力条件として付与する。</p> <p style="text-align: center;">\square 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。</p>	<p>相違理由</p> <p>記載方針の相違 ・ JASMINE から LS-DYNA への条件引き渡しについて直記</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）

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表1 主要解析条件				表1 主要解析条件				
No.	入力	値(定義)	単位 備考	No.	入力	値(定義)	単位 備考	
1	初期圧力		[Pa] MAAP 解析結果に基づき設定。	1	初期圧力		[Pa] MAAP 解析結果に基づき設定。	
2	プール水温		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	2	プール水温		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	
3	落下メルト総重量	-	[kg]	3	落下メルト総重量	-	[kg]	
4	メルトジェット温度		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	4	メルトジェット温度		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	
5	メルト放出速度		[m/s] MAAP 解析結果に基づき設定。	5	メルト放出速度		[m/s] MAAP 解析結果に基づき設定。	
6	メルト放出口径		[m] 炉内計装案内管のノズル口径 (約 0.038m) から設定	6	メルト放出口径		[m] 炉内計装案内管のノズル口径 (約 0.038m) から設定	
7	プール水深		[m] MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から下部キャビティ室床面までの水深は5 m。	7	プール水深		[m] MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約 5m。	
8	粗混合時液滴径		[m] 大規模 FCI 実験結果 (FARO, COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。	8	粗混合時液滴径		[m] 大規模 FCI 実験結果 (FARO, COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。	
9	爆発後粒子径	0.00005	[m] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	9	爆発後粒子径	0.00005	[m] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
10	ブレイクアップ係数	1	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	10	ブレイクアップ係数	1	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
11	液滴速度ファクタ	5	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	11	液滴速度ファクタ	5	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
12	トリガリング位置	RV 直下床面	[-] トリガ位置には中心軸上の底部付近として選定。これは爆発に間与し得る融体の質量が最大に近く、爆発の強度が大きくなりやすい条件を選定したものである。	12	トリガリング位置	溶融炉心ジェットの先端	[-] 水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec] 水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec] 水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	
14	トリガ閾値	5×10 ⁶	[Pa] マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。	14	トリガ閾値	5×10 ⁶	[Pa] マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。	
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-] -	15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-] -	
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-] -	16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-] -	
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-] -	17	フラグメンテーション係数	0.35	[-] -	
18	フラグメンテーション時間	1.00E-03	[sec] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	18	フラグメンテーション時間	0.003	[sec] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与：0.02 フラグメント放熱の寄与：0.7	[-] -	19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与：0.02 フラグメント放熱の寄与：0.7	[-] -	
20	フラグメンテーションにおけるポイド緩和係数	ポイド率 0.3~0.75 でカット オフ	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	20	フラグメンテーションにおけるポイド緩和係数	ポイド率 0.3~0.75 でカット オフ	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
21	トリガ点圧力	7.5×10 ⁶	[Pa] ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定	21	トリガ点圧力	2×10 ⁶	[Pa] ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定	
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-] トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-] トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	
23	トリガ点ガス温度	1000	[K] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	23	トリガ点ガス温度	1000	[K] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMIN v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMIN v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.

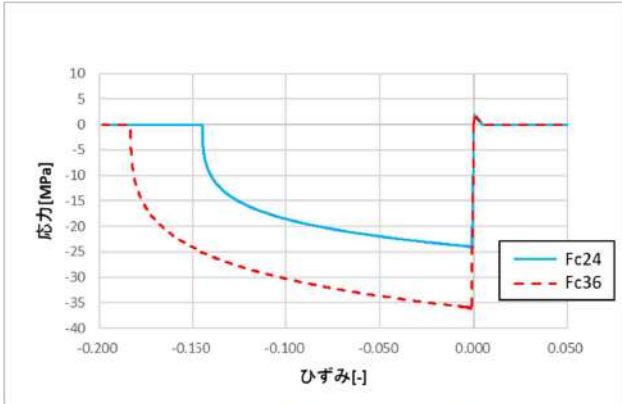
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

記載内容の相違
 ・トリガリング位置は異なるが、大飯も泊も様々なパラメータの条件を考慮した上で保守的な結果を与える条件として設定

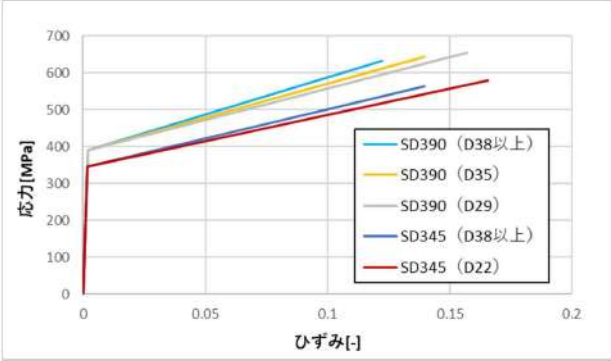
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

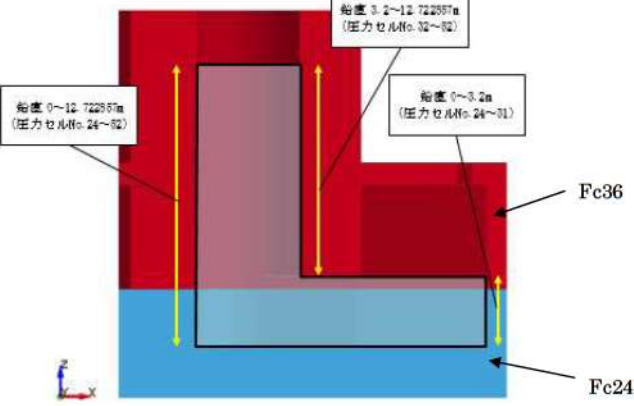
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p>3. 2 構造応答解析 (LS-DYNA)</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合の衝撃力に対する原子炉下部キャビティまわりの構造健全性を確認するために、1次遮へい壁及びその周辺躯体への水蒸気爆発による衝撃圧力に対する衝撃応答解析を実施する。解析モデルは、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のシェル要素とした鉄筋を、コンクリートのソリッド要素とカップリングする構成とし、1次遮へい壁及び周辺躯体のコンクリートと鉄筋をモデル化する。材料構成則については、コンクリートには引張、圧縮の軟化挙動を含めた非線形材料特性を表現することが可能な KCC モデル^{*1}を、鉄筋にはバイリニア型の弾塑性モデルを適用する。コンクリート、鉄筋それぞれの材料特性及び応力ひずみ曲線を図1～2及び表2～3に示す。</p> <p>また、JASMINE 解析による衝撃圧力時刻歴は、構造モデルの原子炉下部キャビティ壁側面に付加する。なお、トンネル部の高さに含まれる JASMINE 解析の圧力は入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。図3に衝撃圧力の適用範囲を示す。</p> <p>^{*1}: Karagozian & Case Concrete モデル (TR-11-36.5 USE AND VALIDATION OF THE RELEASE IIIK&C CONCRETE MATERIAL MODEL IN LS-DYNA)</p> <p style="text-align: center;">表2 コンクリートの材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1061 710 1957 954"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>Fc24</th> <th>Fc36</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量密度</td> <td>ρ</td> <td>t/mm³</td> <td colspan="2">2.35×10⁻⁹</td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>圧縮強度</td> <td>Fc</td> <td>MPa</td> <td>24</td> <td>36</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ポアソン比</td> <td>ν</td> <td>—</td> <td colspan="2">0.2</td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>引張強度</td> <td>σ_t</td> <td>MPa</td> <td>1.86</td> <td>2.28</td> <td>原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc</td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center;">  <p>図1 コンクリートの応力ひずみ曲線</p> </div>	項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考	質量密度	ρ	t/mm ³	2.35×10 ⁻⁹		鉄筋コンクリート構造計算規準による	圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—	ポアソン比	ν	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による	引張強度	σ_t	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc	<p>記載方針の相違</p> <p>泊では項目を JASMINE と LS-DYNA に分けたうえで LS-DYNA の条件設定や適用範囲について詳細に記載した資料を追加</p>
項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考																											
質量密度	ρ	t/mm ³	2.35×10 ⁻⁹		鉄筋コンクリート構造計算規準による																											
圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—																											
ポアソン比	ν	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による																											
引張強度	σ_t	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc																											

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)

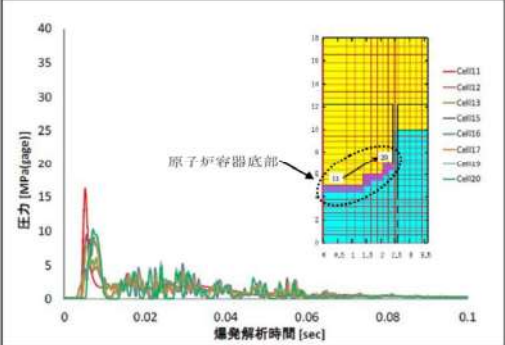
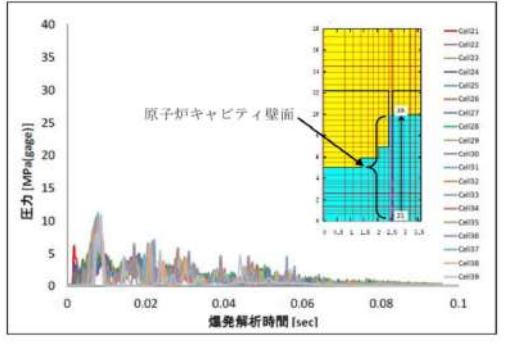
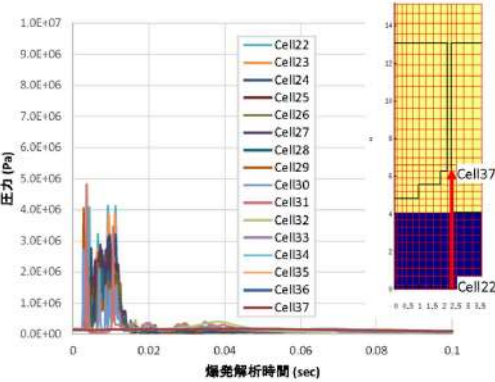
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
	<p style="text-align: center;">表3 鉄筋の材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1093 268 1926 821"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>SD345</th> <th>SD390</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量密度</td> <td>t/mm³</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">7.85×10⁻⁹</td> <td>JIS G 3193 による</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> <td>MPa</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">205000</td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>ポアソン比</td> <td>—</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">0.3</td> <td>鋼構造設計規準による</td> </tr> <tr> <td>降伏応力</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">345</td> <td style="text-align: center;">390</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>引張強度</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">490</td> <td style="text-align: center;">560</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>破断ひずみ</td> <td>—</td> <td style="text-align: center;">0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)</td> <td style="text-align: center;">0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>接線係数</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">1420 (D22) 1580 (D38 以上)</td> <td style="text-align: center;">1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図2 鉄筋の応力ひずみ曲線</p>	項目	単位	SD345	SD390	備考	質量密度	t/mm ³	7.85×10 ⁻⁹		JIS G 3193 による	ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による	ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による	降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による	引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による	破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による	接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—	
項目	単位	SD345	SD390	備考																																						
質量密度	t/mm ³	7.85×10 ⁻⁹		JIS G 3193 による																																						
ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による																																						
ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による																																						
降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による																																						
引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による																																						
破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による																																						
接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—																																						

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 data-bbox="1388 715 1630 742">図3 衝撃圧力の適用範囲</p>	

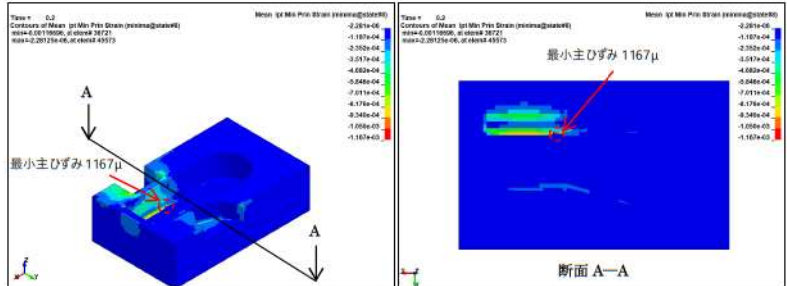
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 評価結果</p> <p>4.1 JASMIN解析結果</p> <p>JASMIN解析結果を図2及び図3に示す。図2及び図3に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、溶融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁面に加わる圧力が徐々に減衰していく。</p> <p>また、前述の通り（添付参照）、溶融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されている。一方、本解析における機械的エネルギー変換率は2.84%であり、過去の大規模実験結果と比べて大きな機械的エネルギー変換率となっていることから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した溶融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。</p>  <p>図2 原子炉容器底部の圧力履歴</p>  <p>図3 原子炉キャビティ壁面の圧力履歴</p>	<p>4. 評価結果</p> <p>4.1 JASMIN 解析結果</p> <p>JASMIN 解析結果を図4に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、溶融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉下部キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉下部キャビティ壁面に加わる圧力が徐々に減衰していく。</p> <p>また、前述の通り（添付参照）、溶融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されており、比較的高い機械的エネルギー変換効率が得られた TROI TS6 でも 0.66% と報告されている。この機械的エネルギー変換率は、実験に使用した全溶融物の熱エネルギーに対して爆発により発生した機械的エネルギーの割合として評価されたものと考えられるが、これは粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメーターとして取り扱う必要がある。粗混合過程において生成される粗混合粒子量は、実験で使用する溶融物の質量に対して、溶融物の注入速度やブール水位等の実験条件が大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の細粒化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であることから、実験体系等の影響は比較的小さいと考えられる。そこで、機械的エネルギー変換効率を粗混合融体の持つエネルギーに対する割合として定義することによって、実験体系等の影響を小さくできると考えられ、かつ実験で得られた変換率よりも大きな数値が算出されることになる。</p> <p>図2に示す JASMIN 解析結果に対して、上述の定義によって機械的エネルギー変換効率を算出すると、3.31%となった。過去の大規模実験結果と比べて十分に大きな機械的エネルギー変換率となっていることが確認できたことから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した溶融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。</p>  <p>図4 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴</p>	<p>評価対象の相違</p> <p>記載内容の相違 ・機械的エネルギー変換効率に関して女川を参考に記載</p>

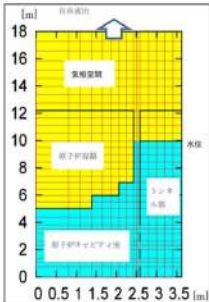
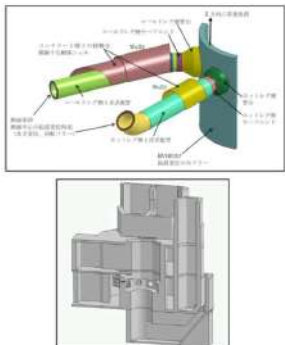
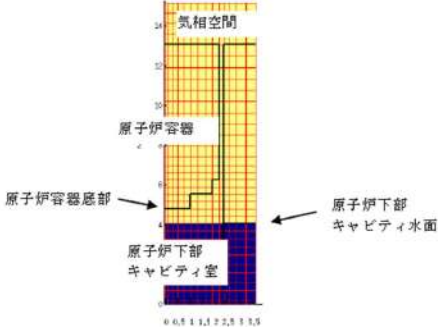
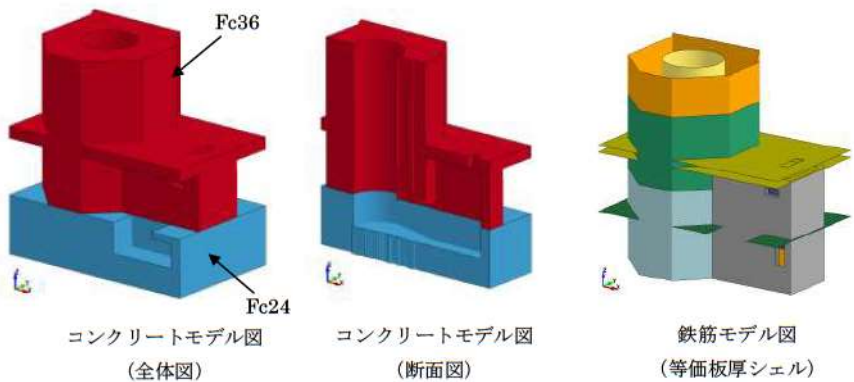
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
<p>4. 2 LS-DYNA解析結果</p> <p>LS-DYNA解析結果を表2に示す。表2に示す通り、原子炉キャビティ壁については、ライナー鋼板の塑性ひずみは最大約3.0%に達しているものの、破断ひずみは19%であり、最大塑性ひずみは破断ひずみを超過していない。また、1次系配管については、残留相当塑性ひずみは最大約2.8%であり、発生箇所はホットレグ側のセーフエンド（別添参照）であるものの、ホットレグ側のセーフエンドの破断ひずみは25%であり、最大塑性ひずみは破断ひずみを超過していない。</p> <p>以上より、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁ライナー及び1次系配管の構造健全性が損なわれず、原子炉格納容器バウンダリの健全性が保たれることを確認した。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表2 LS-DYNA解析結果</p> <table border="1" data-bbox="168 837 974 973"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>塑性ひずみ</th> <th>(参考) 破断ひずみ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉下部キャビティ壁ライナー</td> <td>約3.0%</td> <td>19%</td> </tr> <tr> <td>1次系配管</td> <td>約2.8%</td> <td>25%</td> </tr> </tbody> </table> </div>	項目	塑性ひずみ	(参考) 破断ひずみ	原子炉下部キャビティ壁ライナー	約3.0%	19%	1次系配管	約2.8%	25%	<p>4. 2 LS-DYNA解析結果</p> <p>LS-DYNA解析結果を表4に示す。鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊を考慮し、それぞれの許容値と比較評価した。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、JSM S NX3-2015⁴²で示される破断ひずみを真値に換算した許容値11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大0.3%に達しているものの、NEI07-13⁴³で示される許容せん断ひずみ0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大1167μに達しており、圧縮強度に達するひずみである許容値1114μを超過しているものの、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない（図5参照）。</p> <p>以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。</p> <p>*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (PWRプレストレストコンクリート製格納容器編)</p> <p>*3：Nuclear Energy Institute(NEI) "Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design" NEI07-13 (Rev. 8P), 2011. 4</p> <div style="text-align: center;"> <p>表4 LS-DYNA解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1164 837 1825 1077"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>評価パラメータ</th> <th>発生値</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">鉄筋</td> <td>塑性ひずみ</td> <td>0%</td> <td>11.9%</td> </tr> <tr> <td>せん断ひずみ</td> <td>0.3%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">コンクリート</td> <td>最小主ひずみ(下部(Fc24))</td> <td>1167μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)</td> <td>1次遮へい壁全断面で1114μ以上とならないこと</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ(上部(Fc36))</td> <td>1273μ</td> <td>1次遮へい壁全断面で1349μ以上とならないこと</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図5 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所</p> </div>	部位	評価パラメータ	発生値	許容値	鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%	せん断ひずみ	0.3%	0.5%	コンクリート	最小主ひずみ(下部(Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で1114 μ 以上とならないこと	最小主ひずみ(上部(Fc36))	1273 μ	1次遮へい壁全断面で1349 μ 以上とならないこと	<p>評価対象・評価結果の相違</p> <p>・許容値の根拠について明確化</p>
項目	塑性ひずみ	(参考) 破断ひずみ																											
原子炉下部キャビティ壁ライナー	約3.0%	19%																											
1次系配管	約2.8%	25%																											
部位	評価パラメータ	発生値	許容値																										
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%																										
	せん断ひずみ	0.3%	0.5%																										
コンクリート	最小主ひずみ(下部(Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で1114 μ 以上とならないこと																										
	最小主ひずみ(上部(Fc36))	1273 μ	1次遮へい壁全断面で1349 μ 以上とならないこと																										

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

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別添</p> <p style="text-align: center;">JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要</p> <p>1. JASMIN E</p> <p>原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、キャビティ室に滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した試験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 JASMIN E解析モデル図</p> <p>2. LS-DYNA</p> <p>衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMIN E解析から得られた圧力履歴を用いて、1次系配管やキャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図2 LS-DYNA解析モデル図（1次系配管及びキャビティ）</p>	<p style="text-align: right;">別添</p> <p style="text-align: center;">JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要</p> <p>1. JASMIN E</p> <p>原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、原子炉下部キャビティ室に滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した実験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 JASMIN E解析モデル</p> <p>2. LS-DYNA</p> <p>衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMIN E解析から得られた圧力履歴を用いて、原子炉下部キャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図2 LS-DYNA解析モデル図（原子炉下部キャビティ）</p>	<p>相違理由</p> <p style="text-align: right;">評価対象の相違</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.2 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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.2</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 （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）</p> <p>「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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 style="text-align: right;">添付資料 3.3.4</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 （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.2</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 （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に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>	

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 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)

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ラメータに与える影響 (1/2)

Table with 5 columns: 分類 (Category), 重要現象 (Important Phenomena), 評価項目 (Evaluation Items), 不確かさ (Uncertainty), 運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on parameters), 評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on parameters).

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ラメータに与える影響 (2/2)

Table with 5 columns: 分類 (Category), 重要現象 (Important Phenomena), 評価項目 (Evaluation Items), 不確かさ (Uncertainty), 運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on parameters), 評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on parameters).

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ラメータに与える影響 (1/2)

Table with 5 columns: 分類 (Category), 重要現象 (Important Phenomena), 評価項目 (Evaluation Items), 不確かさ (Uncertainty), 運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on parameters), 評価項目となるパラメータに与える影響 (Impact on parameters).

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 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)

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)

表3 操作条件が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を与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕
	解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係					
操作条件 解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕
解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕

表3 要員配置が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 (2/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕
	解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係					
解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕
解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕

表3 運転員等操作時間を与える影響、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 (1/3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕
	解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係					
解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕
解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析上の操作時間と要員配置との関係 解析上の操作時間と要員配置との関係	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	評価の観点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	操作時間余裕

相違理由

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 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)

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		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																	
項目	大飯発電所3/4号炉	項目	女川原子力発電所2号炉	項目	泊発電所3号炉																																		
表3 操作条件が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 (2/2)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> <th>操作時間余裕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉の起動・停止</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	操作条件が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	操作時間余裕	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	原子炉の起動・停止	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> <th>操作時間余裕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉の起動・停止</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	操作条件が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	操作時間余裕	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	原子炉の起動・停止	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	<p>表3 運転員等操作時間に関する影響、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 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転員等操作時間に関する影響</th> <th>評価項目となるパラメータに与える影響</th> <th>操作時間余裕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> <td>燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。</td> </tr> <tr> <td>原子炉の起動・停止</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> <td>原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	原子炉の起動・停止	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。
項目	操作条件が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	操作時間余裕																																				
燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。																																				
原子炉の起動・停止	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。																																				
項目	操作条件が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	操作時間余裕																																				
燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。																																				
原子炉の起動・停止	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。																																				
項目	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕																																				
燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。	燃料調整棒の挿入・引き上げによる炉出力の変動は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、燃料調整棒の挿入・引き上げの操作が必要となる。																																				
原子炉の起動・停止	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。	原子炉の起動・停止は、炉出力の変動を抑制する効果がある。また、炉出力の変動が大きい場合は、炉出力の変動を抑制するために、原子炉の起動・停止の操作が必要となる。																																				

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 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)

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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
		<p style="text-align: center;">表3 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(3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 15%;">解析上の操作時間 解析上の操作時間 操作時間</th> <th style="width: 15%;">解析上の操作時間 解析上の操作時間 操作時間</th> <th style="width: 15%;">評価項目となる パラメータに与える影響</th> <th style="width: 15%;">操作時間余裕</th> <th style="width: 15%;">訓練経緯等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ア ニュウ ス 深 化 系 浄 化 装置の起動</td> <td>運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。</td> <td>運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。</td> <td>運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。</td> <td>運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。</td> <td>運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析上の操作時間 解析上の操作時間 操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 操作時間	評価項目となる パラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練経緯等	ア ニュウ ス 深 化 系 浄 化 装置の起動	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	
項目	解析上の操作時間 解析上の操作時間 操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 操作時間	評価項目となる パラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練経緯等										
ア ニュウ ス 深 化 系 浄 化 装置の起動	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。	運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。運転員等操作時間の余裕を確保する。										

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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.3 JASMINE による格納容器破損確率の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.3</p> <p style="text-align: center;">JASMINE による格納容器破損確率の評価について</p> <p>炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEAにおいて、JASMINEを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている[※]。</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的にトリガリングを与えている。これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布については、大半が200MJ以上の範囲に含まれている。また、JASMINEにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径の分布として0.1m~1mの1様分布を仮定しており、0.9mを超える場合に、流体の運動エネルギーが200MJを超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約0.5mであることから、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWRに対する評価結果として6.8×10^{-2}（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p> <p>※：JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.3</p> <p style="text-align: center;">JASMINE による格納容器破損確率の評価について</p> <p>炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEAにおいて、JASMINE^{※1}を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている。</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的に水蒸気爆発が起きる外乱（以下、「トリガリング」という。）を与えている。</p> <p>これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布^{※2}については、格納容器破損確率が有意なレベルに達するのは200MJ以上の領域となる。また、JASMINEにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径^{※3}の分布として0.1m~1mの1様分布を仮定しており、0.9mを超える場合に、流体の運動エネルギーが200MJを超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約0.5mであることから、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWRに対する評価結果として6.8×10^{-2}（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p> <p>※1 旧日本原子力研究所で開発した水蒸気爆発解析コード ※2 構造物の耐力の確率分布であり、耐力を超過する負荷により破損に至る仮定としている。 ※3 炉心溶融後に原子炉容器が破損し、溶融炉心が原子炉容器破損口から流出する際の溶融炉心ジェットの直径</p> <p>¹ JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p>