

資料 3 - 2

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE725-9 r.9.0
提出年月日	令和5年6月6日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

令和 5 年 6 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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 : 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

1-3) 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、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉下部キャビティへ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	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、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置が取られない場合には、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし （記載表現は異なるが、格納容器破損モードの特徴としては同等）

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）

7.2.5 溶解炉心・コンクリート相互作用

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、 原子炉下部キャビティ のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、 恒設代替低圧注水ポンプ を用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。 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型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、 原子炉格納容器床 のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、 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って原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、 恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬型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、 原子炉下部キャビティ のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、 代替格納容器スプレイポンプ を用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、 代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	設計の相違 ・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注入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)	ベースマット侵食深さ ：代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した溶解炉心を冷却することで、 ベースマット侵食深さは約5mmにとどまることから 、ベースマットに有意な侵食は発生していない。	ベースマット侵食深さ ：代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティに落下した溶解炉心を冷却することで、ベースマットに有意な侵食は発生していない。	ベースマット侵食深さ ：代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した溶解炉心を冷却することで、 ベースマット侵食深さは床面で約3mm、壁面で約3mmにとどまることから 、ベースマットに有意な侵食は発生していない。	解析結果の相違 ・高浜は具体的な評価値は記載していないが同程度の侵食深さ ・泊は女川同様壁面の侵食深さも記載

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉下部キャビティへ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した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。</p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した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。</p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、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「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の熔融炉心が格納容器内へ流出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下する時点で、格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、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ことにより、格納容器の破損を防止する</p>	<p>7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AED、AEI、SEI、SLW、AEW、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「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置が取られない場合には、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉容器の下部から熔融炉心が落下する時点で、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、熔融炉心の落下後は、代替格納容器スプレイによって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とともに、熔融炉</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性</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。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガス</p>	<p>とともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また、溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格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 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復</p>	<p>心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また、溶融炉心の落下後は、代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、代替格納容器スプレイポンプ及びC、D-格納容器再循環ユニットによって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。さらに、原子炉格納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の除熱を行う。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性</p>	<p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川 実態の反映） ・女川に合わせて具体 的設備及び手順を記載</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違 ・他事例に合わせての 対策に関して記載を追加（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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>ガスを抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格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>を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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>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>水移送ポンプ)による格納容器下部注水手段を整備する。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同じである。</p> <p>本格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)に示すf. からj. 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、本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策の</p>	<p>ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、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>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>【大飯、高浜】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(ビッグ)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(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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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
		概略系統図は第 3.2.2 図及び第 3.2.4 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。		

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式</p>	<p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>この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時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式</p>	<p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)e. 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合は格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで熔融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。</p>	<p>7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>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、本格格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PWR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】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 	<p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 	<p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔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</p>	<p>代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</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>本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 	<p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・差異理由は前述どおり（3 ページ参照） <p>【大飯、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR は炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにし

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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
<ul style="list-style-type: none"> 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熔融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融 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 水素濃度変化 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器</p>	<ul style="list-style-type: none"> 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熔融炉心の熱伝達 原子炉容器破損、熔融 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 水素濃度 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器</p>	<p>ン、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内F P 挙動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、熔融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>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熔融炉心の挙動に関するモデル</p>	<ul style="list-style-type: none"> 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熔融炉心の熱伝達 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融 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 水素濃度変化 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格</p>	<p>ている</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>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熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.5.1表に示す。</p> <p>(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</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり</p> <p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p>	<p>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熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.5.2.1表に示す。</p> <p>(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</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり</p> <p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p>	<p>を有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。</p>	<p>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熔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によりベースマット侵食深さ等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1表に示す。</p> <p>(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</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり</p> <p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>(b) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限 大気圧条件で 0.8MW/m² 相当とする。</p> <p>(c) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 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。熔融炉心・コンクリート相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第3.5.1 図及び第3.5.2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「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 分後に炉心熔融に至り、約 51 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下</p>	<p>(b) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限 大気圧条件で 0.8MW/m² 相当とする。</p> <p>(c) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 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。熔融炉心・コンクリート相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第3.5.2.1 図及び第3.5.2.2 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 分後に炉心熔融に至り、約 49 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約 1.5 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下</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炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.5.1 図及び第3.5.2 図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッションチェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サブプレッションプール水位、サブプレッションプール水温、格納容器下部水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第3.5.3 図から第3.5.12 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p>	<p>(b) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限 大気圧条件で 0.8MW/m² 相当とする。</p> <p>(c) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 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。熔融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.5.1 図及び第7.2.5.2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 「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 分後に炉心熔融に至り、約 49 分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約 1.6 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・炉心熔融開始時間 に関しては、炉心における蒸気冷却が大きく影響を与え、結果として泊の蒸気冷却が小さいため炉心熔融開始時</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。 (添付資料 3.1.1.14、3.5.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>ベースマット侵食深さは第3.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは約5mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</p>	<p>することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。 (添付資料 3.1.1.14、3.5.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>ベースマット侵食深さは第3.5.2.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>熔融炉心落下前の格納容器下部への水張り及び熔融炉心落下後の格納容器下部への注水の継続によって、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cmに抑えられ、格納容器下部の熔融炉心は適切に冷却される。</p> <p>格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約1.7mのコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約2cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>格納容器下部床面コンクリート侵食に対しては、格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約4.3mであり、格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約2cmであるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、格納容器下部についてはコンクリート侵食量が約2cmであるため、約11kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガ</p>	<p>することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。 (添付資料 7.2.1.13、7.2.5.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>ベースマット侵食深さは第7.2.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは床面で約3mm、壁面で約3mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</p>	<p>間が早くなっている</p> <p>・原子炉容器破損時間に関しては、泊の蒸気冷却が小さいため水位の低下が遅く、その後の事象進展も遅くなり、結果として原子炉容器破損時間が遅くなっている</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>・高浜は具体的な評価値は記載していない</p> <p>・泊は女川同様壁面の侵食深さも記載</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>スが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>なお、格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生の約7時間後から約23時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への熔融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブレーションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため、ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満(約0.004vol%)である。また、ドライウェル内の非凝縮性ガス(水素、酸素及び窒素)の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満(水素及び酸素の分</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。 この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生の約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後は、格納容器下部に50m³/hの注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</p> <p>（添付資料3.5.1）</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(8)の評価項目について、格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食</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(8)の評価項目について、原子炉下部キャビティ床面及び壁面のベースマ</p>	<p>【大阪、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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(5)及び(7)に示す評価項目については、「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<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., e. 及びg. に示す評価項目については、「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>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>量^{※1}をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p>	<p>ット侵食深さ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)、(5)及び(7)の評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シー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>【大飯、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 添付資料の相違 ・大飯のCVはPCCVであり、鋼製 CVである泊、高浜とはMCCIによる影響、対策が異なるため添付資料が追加となっている</p>

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで熔融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。</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とする。</p>	<p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで熔融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。</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とする。</p>	<p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び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「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、熔融炉心が格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、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、熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水操作とする。</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、熔融炉心の粒子化、熔融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達及びコンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して熔融炉心の拡がりを抑制した場合及びデブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>なお、熔融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合及びコンクリート種類に対して壁</p>	<p>7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び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「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器の破損に至り、熔融炉心が原子炉下部キャビティへ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、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>

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>(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</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</p>	<p>方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。これらの影響評価に加え、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起回事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約2.5時間後）で格納容器下部への初期水張りを行い、格納容器下部への熔融炉心の落下に対しては、ドライウェル水位を監視することによって、ドライウェル水位が0.02mまで低下したことを確認し、格納容器下部への注水を行うといった対応によって、熔融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、T</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</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>MI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、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及び原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mまで低下を確認した時点で格納容器下部への注水を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であること及び原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉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</p>	<p>についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【高浜】 記載表現の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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熔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熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モ</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熔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熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モ</p>	<p>て保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔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压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔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熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器破損後のドライウェル水位を起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心</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熔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熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モ</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>デルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔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・熔融に係る解析コードの熔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>デルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔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>の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位を起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して、十数分早まる程度であり、格納容器下部への注水は中央制御室から速</p>	<p>デルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔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>【大飯】 記載表現の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>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>やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-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により、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影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料-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>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>	

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり又は熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC 実験解析により熔融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</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</p>	<p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり又は熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC 実験解析により熔融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</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</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からプール水への熱流束及び熔融プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シナシナシでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。本評価事故シナシでは、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCO RA実験についての再現性を確認し</p>	<p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり又は熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC 実験解析により熔融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</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</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>は、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区間内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>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、炉心熔融開始時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・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。また、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されてい</p>	<p>は、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>【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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔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、下部プレナムでの熔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、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熔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、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・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外にお</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熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔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、下部プレナムでの熔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、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熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外にお</p>	<p>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炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉炉圧力容器における原子炉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炉圧力容器破損時間が早まることが確認しているが、原子炉炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉炉圧力容器における原子炉炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉炉圧力容器内FP挙動と熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</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熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔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、下部プレナムでの熔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、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熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外にお</p>	<p>【大飯】 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>る熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された熔融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での熔融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化などにより熔融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約17cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、熔融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約14.5m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部</p>	<p>る熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された熔融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での熔融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化などにより熔融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約19cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、熔融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部</p>	<p>ける熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により熔融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP 添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について」において、代表的な1100MWe BWR-5 Mark-I改相当のプラントに対して、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較している。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）が、最も水への伝熱面積が小さいことを確認している。格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制する場合、ベースケースより除熱量が大きくなりコンクリート侵食量は小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>また、熔融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からプール水への熱流束及び熔融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な熔融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施</p>	<p>る熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された熔融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での熔融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化などにより熔融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約18cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、熔融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>キャビティ側面に近いと、熔融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する可能性がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約17cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p>(添付資料 3.4.12)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、熔融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。</p> <p>なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさ及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。</p> <p>いずれのケースにおいても、実機では熔融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>キャビティ側面に近いと、熔融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する可能性がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約19cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p>(添付資料 3.4.10)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、熔融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約4mmのコンクリート侵食が発生する。</p> <p>いずれのケースにおいても実機では熔融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約124kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における格納容器下部への熔融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。このことから、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化</p>	<p>キャビティ壁面に近いと、熔融炉心が原子炉下部キャビティ壁面に接触する可能性がある。解析上では、壁面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ壁面は約18cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p>(添付資料 7.2.4.11)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、熔融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。</p> <p>なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさ及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。</p> <p>いずれのケースにおいても実機では熔融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、壁面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ壁面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>ける熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(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3.5.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>ける熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(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3.5.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱（標準値）及び1次冷却材の流出流量、並びに標準値として設定しているヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量及び格</p>	<p>炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(3) b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%，ドライ条件で約3.2vol%）以下になるものと考えられる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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、解析条件の設定にあたっては、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られられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>ける熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(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7.2.5.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、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られられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違（女川 実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊3号炉の解析のため、標準値に係る記</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、さらに、ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の熔融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コン</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炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、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操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）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>また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>載をしない（大飯と同様）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別機解析のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心熔融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まる</p>	<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心熔融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条</p>	<p>クリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、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が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、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は抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条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、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起回事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子</p>	<p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心熔融開始の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ボ</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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、解析条件と同様に事象発生約51分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「3.5.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ</p>	<p>件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により確認していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ</p>	<p>炉圧力容器破損後のドライウエル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること）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 3.5.2)</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</p>	<p>ンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.5.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は固形物解析のため不確かさの影響評価の対象外（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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>なるため、熔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>初期条件の熔融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約124kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用</p>	<p>点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における格納容器下部への熔融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。このことから、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて格納容器内の気相濃度を評価しても、格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、格納容器内の酸素濃</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>度は「3.5.2(3) b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%，ドライ条件で約3.2vol%）以下となる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、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が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。侵食は内側鋼板内に抑えられ、外側鋼板に影響はないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な熔融が生じ、格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、熔融物の発熱密度が下がるため、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が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>		

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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生時の約51分後とした。その結果、第3.5.3図から第3.5.8図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p>	<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生時の約49分後とした。その結果、第3.5.3.1図から第3.5.3.6図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p>	<p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、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量を評価するに当たり、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約3.0時間となる。その結果、第3.5.14図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、同様に原子炉圧力容器破損までの時間を約3.0時間とし、仮に熔融炉心のドレンサンプへの流入を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第3.5.15図に示すとおり、ドレンサ</p>	<p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcessLOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生時の約49分後とした。その結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.11図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.19)</p>	<p>【大飯】 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>ンブのコンクリート侵食量は、床面で約20cm、壁面で約16cmに抑えられ、原子炉格納容器バウンダリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。いずれの場合においてもコンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b. 評価項目等」と同じとなる。</p> <p>なお、ベースケースにおける格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約7時間後から約23時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への熔融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブレッションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため、ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件</p>		<p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>る5vol%に達することはない。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉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℃に到達するまでには事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は、原子炉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。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</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>本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなること</p>	<p>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>操作条件の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後、ドライウエル水位が0.02mまで低下した時点（事象発生から約6.2時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損後、ドライウエル水位が0.02mに低下するまで事象発生から約6.2時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作はドライウエル水位を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>（添付資料3.5.2）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、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</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「2.5.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の約51分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第3.5.9図及び第3.5.10図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約0.9mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.21)</p>	<p>で操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの操作の操作余裕時間を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の約49分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第3.5.3.7図及び第3.5.3.8図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.0mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.21)</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作については、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉压力容器破損までに格納容器下部に3.67m（ドライウェル水位0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に3.67mの水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）</p>	<p>崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作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>操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の約49分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第7.2.5.12図から第7.2.5.14図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.4mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、事象発生から60分以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.21)</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件とし</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件とし</p>	<p>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。原子炉压力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作については、原子炉压力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mに低下するまでの時間は事象発生から約6.2時間あり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び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>(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、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>て極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.3、3.5.4)</p>	<p>て極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>【再掲】</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>また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ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熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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 7.2.5.2、7.2.5.3、7.2.5.4、7.2.5.5、7.2.5.6、7.2.5.7)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】設計の相違・差異理由は前述どおり（3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> <p>【大飯、高浜】添付資料の相違・女川の補足説明資料等を参考にデブリの体積高さ等に関する添付資料を作成</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員の評価については、「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 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>【参考までに「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」を記載】</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>【ここまで「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」】</p>	<p>7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「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 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>相違理由</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（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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを</p>	<p>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによって原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを</p>	<p>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。</p> <p>その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は格納</p>	<p>7.2.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、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、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってベースマット侵食深さは原</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】 設計の相違 ・差異理由は前述どおり（3ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】 設計方針の相違（女川</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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>確認した。長期的には、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を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器圧力バウ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ダリにかかる圧力については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料—冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作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。</p> <p>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</p>	<p>確認した。長期的には、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を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器圧力バウ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ダリにかかる圧力については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料—冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作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。</p> <p>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</p>	<p>容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。（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。</p> <p>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</p>	<p>子下部キャビティの床面で約3mm、壁面で約3mmに抑えられ、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器圧力バウ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ダリにかかる圧力については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料—冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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</p>	<p>記録/反映</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川 実績/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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>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「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>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「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>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）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川 記載の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・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 ・差異理由は前述 のとおり（3ペー ジ参照）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川 記載の反映）</p>

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

第3.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
(大破断LOCA時に高圧注入機能、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) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	MAASP
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MW) ×1.03
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(a) [see]
1次冷却炉平均温度 (初期)	307.1±2.5℃
炉心周縁熱 1次冷却炉圧力 2次冷却炉圧力	注1：日本原子力学会推薦 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
高圧注入器 2次冷却炉水量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	71,900m ³
ヒートシントク	設計時に余裕を考慮した小さい値

第3.5.2.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
(大破断LOCA時に高圧注入機能、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) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	MAASP
炉心熱出力 (初期)	100% (3,452MW) ×1.03
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(a) [see]
1次冷却炉平均温度 (初期)	302.2±2.2℃
炉心周縁熱 1次冷却炉圧力 2次冷却炉圧力	注1：日本原子力学会推薦 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
高圧注入器 2次冷却炉水量 (初 期)	45t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	67,400m ³
ヒートシントク	標準値

項目	主要解析条件
解析コード	WOP
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MW) ×1.02
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.20MPa(a) [see]
1次冷却炉平均温度 (初期)	306.6±2.2℃
炉心周縁熱 1次冷却炉圧力 2次冷却炉圧力	注1：日本原子力学会推薦 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
高圧注入器 2次冷却炉水量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³
ヒートシントク	設計時に余裕を考慮した小さい値

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の上級解析条件
(大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	WOP
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MW) ×1.02
1次冷却炉圧力 (初期)	15.41+0.20MPa(a) [see]
1次冷却炉平均温度 (初期)	306.6±2.2℃
炉心周縁熱 1次冷却炉圧力 2次冷却炉圧力	注1：日本原子力学会推薦 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)
高圧注入器 2次冷却炉水量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	設計時に余裕を考慮した小さい値
ヒートシントク	設計時に余裕を考慮した小さい値

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

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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>第 3.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 (大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="331 252 528 1134"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等発生時に発生する</td> <td>代替低圧注水ポンプ作動</td> <td>運転員等操作時間を考慮して設定。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替低圧注水ポンプ停止</td> <td>格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始</td> <td>運転員等操作時間を考慮して設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等発生時に発生する	代替低圧注水ポンプ作動	運転員等操作時間を考慮して設定。		代替低圧注水ポンプ停止	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。		格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	運転員等操作時間を考慮して設定。	<p>第 3.5.2.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="763 252 960 1134"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等発生時に発生する</td> <td>代替低圧注水ポンプ作動</td> <td>運転員操作時間として設定。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替低圧注水ポンプ停止</td> <td>格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始</td> <td>要員の召喚、運転操作等を考慮して設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等発生時に発生する	代替低圧注水ポンプ作動	運転員操作時間として設定。		代替低圧注水ポンプ停止	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。		格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	要員の召喚、運転操作等を考慮して設定。		<p>第 7.2.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="1630 225 1877 1177"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等発生時に発生する</td> <td>代替格納容器スプレイポンプの開始</td> <td>運転員等操作時間を考慮して設定。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止</td> <td>格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始</td> <td>運転員等操作時間を考慮して設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等発生時に発生する	代替格納容器スプレイポンプの開始	運転員等操作時間を考慮して設定。		代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。		格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	運転員等操作時間を考慮して設定。	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																						
重大事故等発生時に発生する	代替低圧注水ポンプ作動	運転員等操作時間を考慮して設定。																																						
	代替低圧注水ポンプ停止	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。																																						
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	運転員等操作時間を考慮して設定。																																						
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																						
重大事故等発生時に発生する	代替低圧注水ポンプ作動	運転員操作時間として設定。																																						
	代替低圧注水ポンプ停止	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。																																						
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	要員の召喚、運転操作等を考慮して設定。																																						
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																						
重大事故等発生時に発生する	代替格納容器スプレイポンプの開始	運転員等操作時間を考慮して設定。																																						
	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。																																						
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	運転員等操作時間を考慮して設定。																																						

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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 3.5.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>第 3.5.5.2.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p> <p>第 3.5.5.1 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ水量が多い</p>
<p>第 3.5.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移</p>	<p>第 3.5.5.2.2 図 ベースマット侵食深さの推移</p>	<p>第 3.5.5.2 図 原子炉水位（シェラッド内外水位）の推移</p>	<p>第 7.2.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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 3.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.3 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ水量が多い</p>
<p>第 3.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.2 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.4 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ(床面)の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.5.5 図 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)</p>	<p>第 3.5.3.2 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.5 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)</p>	<p>第 7.2.5.5 図 ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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 3.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.7 図 ドライウェルの気相湿度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 7.2.5.6 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ水量が多い</p>
<p>第 3.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.8 図 サプレッションチェンバの気相湿度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 7.2.5.7 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.5.9 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>第 3.5.10 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>第 3.5.10 図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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3.5.9図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第3.5.3.7図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第3.5.15図 ドレンパンプ床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (ドレンパンプへの溶融炉心の流入を考慮する場合)</p>	<p>第7.2.5.12図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い</p>
<p>第3.5.10図 ベースマット侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第3.5.3.8図 ベースマット侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>		<p>第7.2.5.13図 ベースマット侵食深さ（床面）の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
			<p>第7.2.5.14図 ベースマット侵食深さ（壁面）の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>

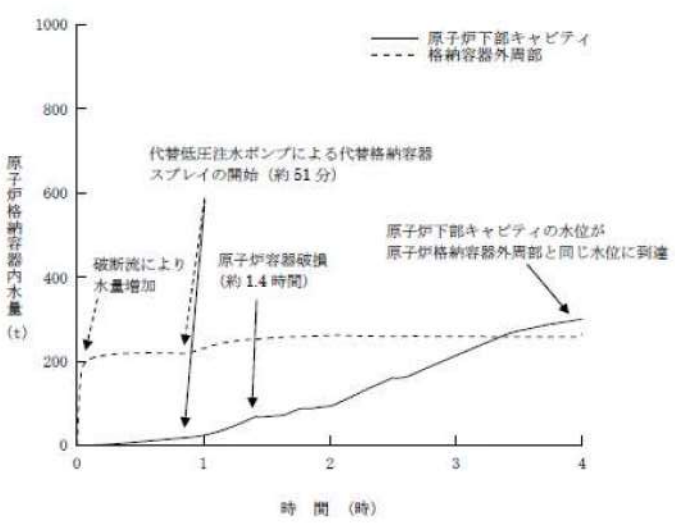
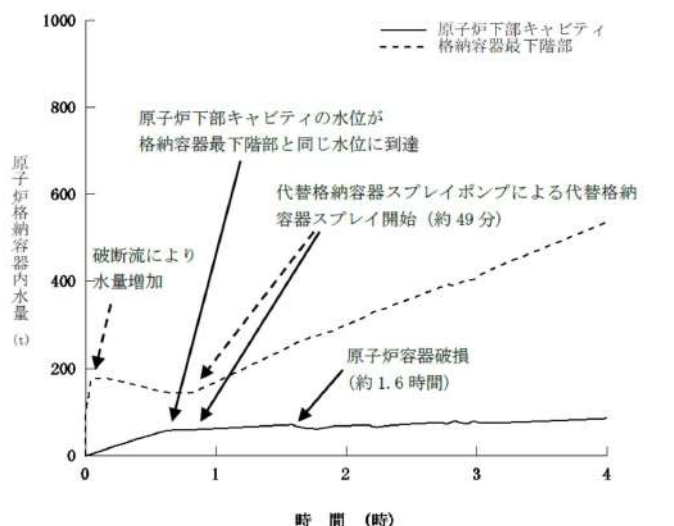
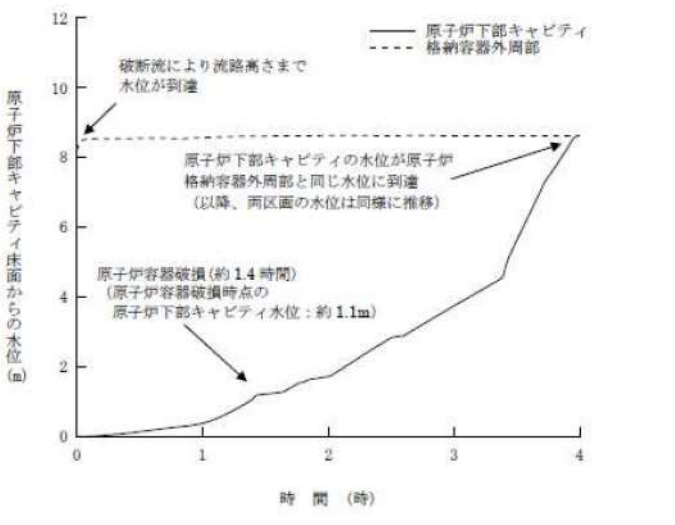
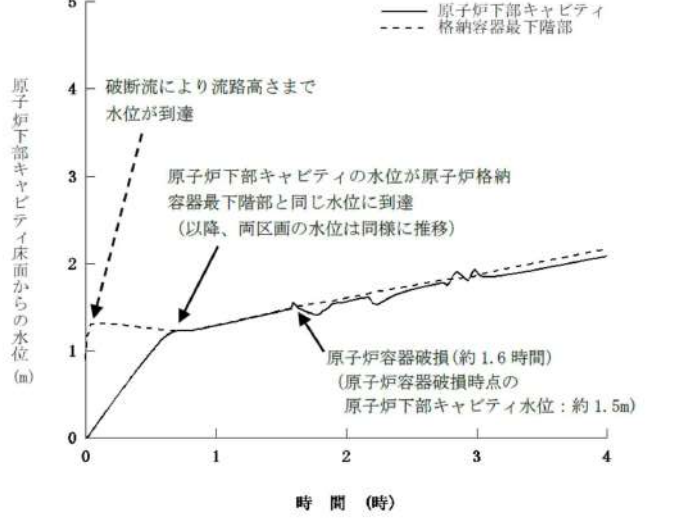
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について）

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 3.5.1</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について</p> <p>(1) 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（格納容器過圧破損、原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>第1図～第4図にそれぞれの区画の保有水量、水位、原子炉下部キャビティ内水温及び原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移を示す。原子炉格納容器外周部については、事象発生直後から1次冷却材の破断水により水量は増加し、水位も同様に上昇する。一方、原子炉下部キャビティについては、外周部の水が開口部を經由して流入することにより徐々に水量が増加し、それに伴い水位も徐々に上昇する。</p> <p>約51分以降は代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ注入により両区画の水量は増加し、開口部を經由して原子炉下部キャビティへ流入するため、スプレイ注入以降は原子炉下部キャビティの水位が上昇し、原子炉容器が破損する約1.4時間後における水位は約1.1mとなっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.1</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について</p> <p>(1) 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（格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外における溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>図1～図4にそれぞれの区画の保有水量、水位、原子炉下部キャビティ内水温及び原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、事象発生直後から1次冷却材の破断水により水量は増加し、水位も同様に上昇する。一方、原子炉下部キャビティについては、最下階部の水が開口部を經由して流入することにより徐々に水量が増加し、それに伴い水位も徐々に上昇する。</p> <p>約49分以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ注入により両区画の水量は増加し、開口部を經由して原子炉下部キャビティへ流入するため、スプレイ注入以降は原子炉下部キャビティの水位が上昇し、原子炉容器が破損する約1.6時間後における水位は約1.5mとなっている。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 ・3ループと4ループのモデルの相違</p> <p>解析結果の相違</p>

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1図 原子炉格納容器内水量の推移</p>	 <p>図1 原子炉格納容器内水量の推移</p>	
 <p>第2図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</p>	 <p>図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</p>	

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図 原子炉下部キャビティ内水温の推移</p>	<p>図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移</p>	
<p>第4図 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移</p>	<p>図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

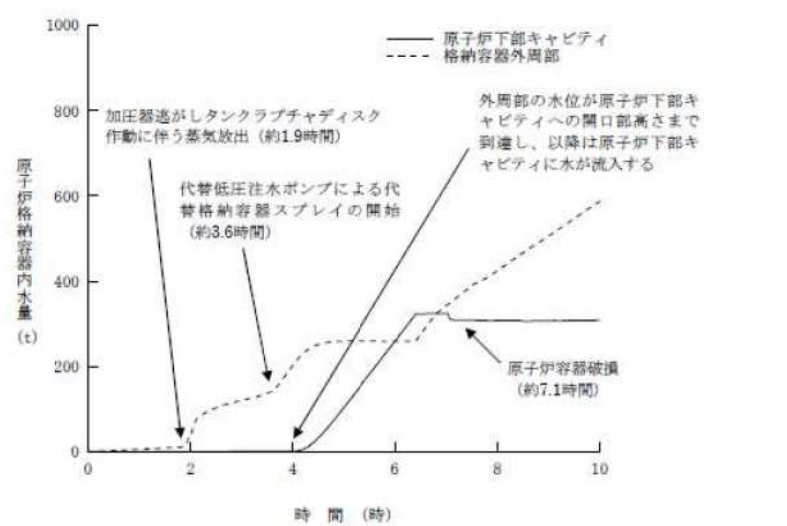
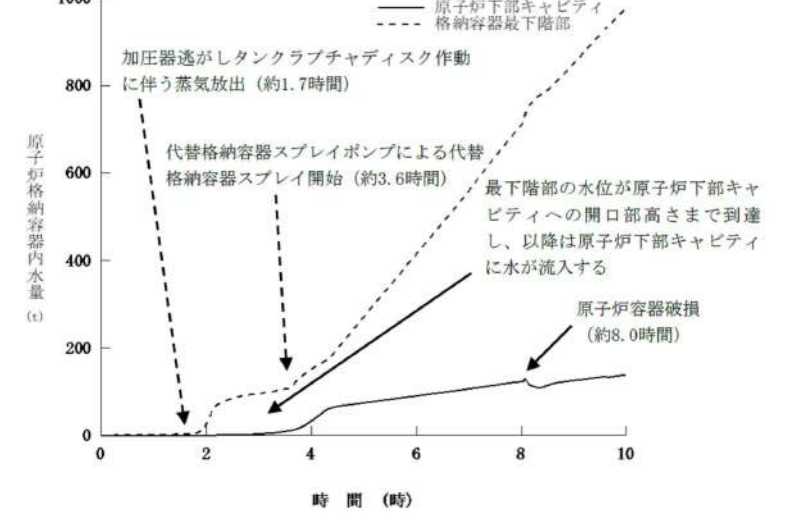
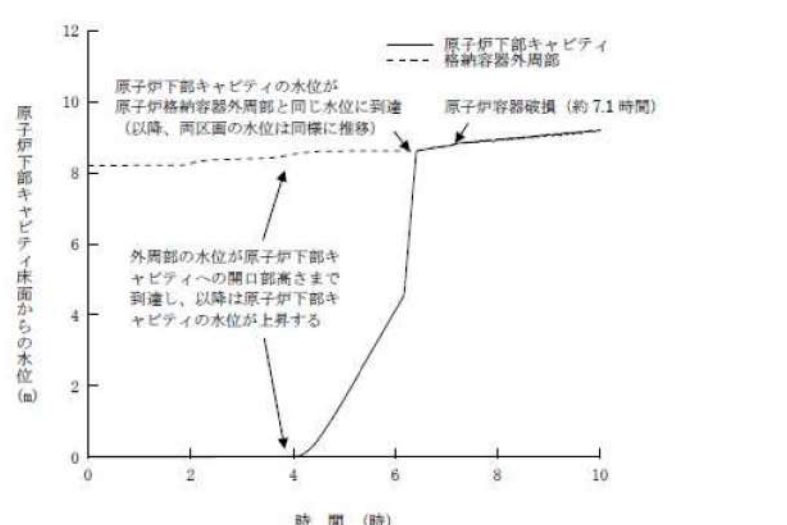
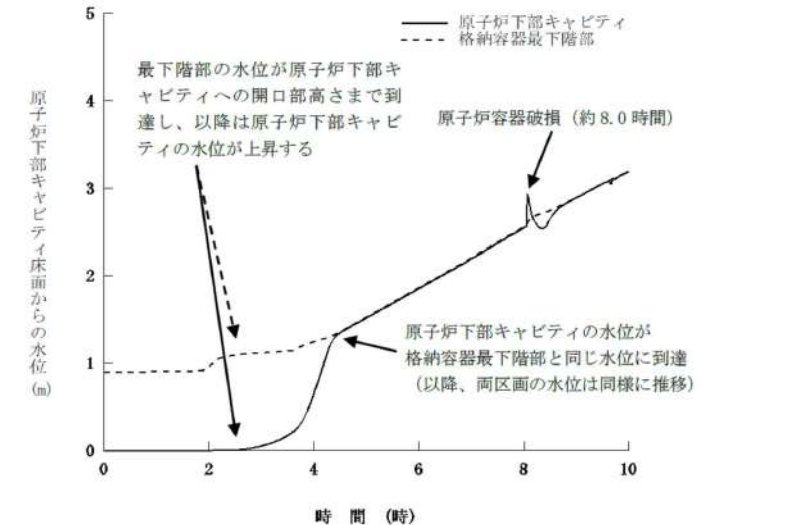
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故（格納容器過温破損、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>第5図にそれぞれの区画の保有水量を、第6図に水位の推移を示す。原子炉格納容器外周部については、約1.9時間後に加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動することに伴い水量が増加し、約3.6時間以降は代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの効果によりさらに水量が増加する。この間、原子炉下部キャビティへは水の流入はないが、第6図に示すとおり、約4時間後に外周部の水位が原子炉下部キャビティへの開口部に到達することにより、以降は外周部からの水の流入により原子炉下部キャビティの水量が増加する。</p>	<p>(2) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故（格納容器過温破損、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>図5にそれぞれの区画の保有水量を、図6に水位の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、約1.7時間後に加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動することに伴い水量が増加し、約3.6時間以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの効果によりさらに水量が増加する。また、図6に示すとおり、約2.5時間後に最下階部の水位が原子炉下部キャビティへの開口部に到達することにより、以降は最下階部からの水の流入により原子炉下部キャビティの水量が増加する。</p>	<p>解析結果の相違</p>

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第5図 原子炉格納容器内水量の推移</p>	 <p>第5図 原子炉格納容器内水量の推移</p>	
 <p>第6図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</p>	 <p>第6図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.2 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（溶融炉心・コンクリート相互作用））

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 3.5.3</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 （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>「溶融炉心・コンクリート相互作用」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 3.5.2</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 （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.2</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 （溶融炉心・コンクリート相互作用）</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>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 (添付資料 7.2.5.2 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 (熔融炉心・コンクリート相互作用))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間となる影響	評価項目となるパラメータに与える影響	相違理由	
炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)
	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)		炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)		
炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)
炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)	炉子炉心融結炉心 (炉心融結炉心)

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となるパラメータに与える影響 (3/3)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 (添付資料 7.2.5.2 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 (熔融炉心・コンクリート相互作用))

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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>項目</p> <p>熔融炉心の炉子下部キャビティ表面での乾がり</p> <p>熔融炉心から炉子下部キャビティ水への熱伝達の上昇</p> <p>熔融炉心とコンクリートの伝熱</p>	解析条件	解析条件	運転設定の考え方	運転員等操作時間	評価項目となるパラメータ	<p>評価項目となるパラメータ</p>	解析条件	解析条件	運転設定の考え方	運転員等操作時間	評価項目となるパラメータ	<p>相違理由</p>		
	解析条件	炉子下部キャビティ表面の全面	炉子下部キャビティ表面の全面	各面の乾燥時に使用する乾燥剤の種類は、熔融炉心の全面に同一に設定すること。乾燥剤の種類は、本解析に考慮されていないため、本解析には考慮されていない。また、乾燥剤の種類は、炉心とキャビティ水との相互作用に異なる影響を及ぼす可能性がある。	解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。		解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	解析条件	炉子下部キャビティ表面の全面	炉子下部キャビティ表面の全面	各面の乾燥時に使用する乾燥剤の種類は、熔融炉心の全面に同一に設定すること。乾燥剤の種類は、本解析に考慮されていない。また、乾燥剤の種類は、炉心とキャビティ水との相互作用に異なる影響を及ぼす可能性がある。		解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	
	解析条件	0.5MW/相当 (大気圧条件)	0.5MW/相当 (大気圧条件)	水による炉心とコンクリートの相互作用は、炉心とコンクリートの相互作用に異なる影響を及ぼす可能性がある。	解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。		解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	解析条件	0.5MW/相当 (大気圧条件)	0.5MW/相当 (大気圧条件)	水による炉心とコンクリートの相互作用は、炉心とコンクリートの相互作用に異なる影響を及ぼす可能性がある。		解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	
	解析条件	乾燥炉心とコンクリートの伝熱係数を考慮せず	乾燥炉心とコンクリートの伝熱係数を考慮せず	乾燥炉心とコンクリートの伝熱係数を考慮せず	解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。		解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	解析条件	乾燥炉心とコンクリートの伝熱係数を考慮せず	乾燥炉心とコンクリートの伝熱係数を考慮せず	乾燥炉心とコンクリートの伝熱係数を考慮せず		解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	
<p>項目</p> <p>熔融炉心とコンクリートの伝熱</p>	解析条件	炉子下部キャビティ表面の全面	炉子下部キャビティ表面の全面	各面の乾燥時に使用する乾燥剤の種類は、熔融炉心の全面に同一に設定すること。乾燥剤の種類は、本解析に考慮されていない。また、乾燥剤の種類は、炉心とキャビティ水との相互作用に異なる影響を及ぼす可能性がある。	解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	解析条件	炉子下部キャビティ表面の全面	炉子下部キャビティ表面の全面	各面の乾燥時に使用する乾燥剤の種類は、熔融炉心の全面に同一に設定すること。乾燥剤の種類は、本解析に考慮されていない。また、乾燥剤の種類は、炉心とキャビティ水との相互作用に異なる影響を及ぼす可能性がある。	解析条件と乾燥条件が同様であることから、乾燥剤の種類は、本解析には考慮されていない。	解析条件	炉子下部キャビティ表面の全面	炉子下部キャビティ表面の全面	各面の乾燥時に使用する乾燥剤の種類は、熔融炉心の全面に同一に設定すること。乾燥剤の種類は、本解析に考慮されていない。また、乾燥剤の種類は、炉心とキャビティ水との相互作用に異なる影響を及ぼす可能性がある。

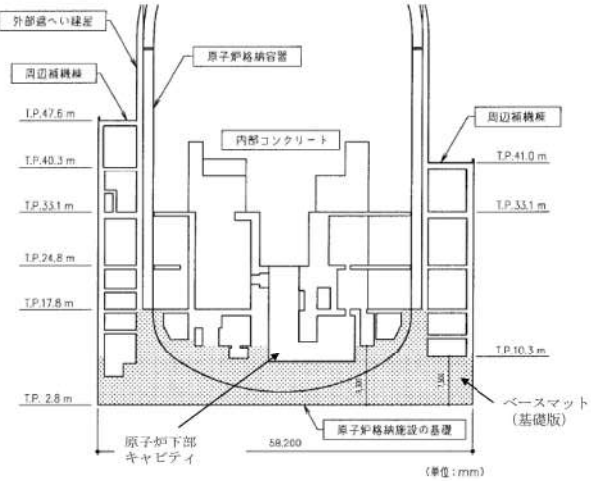
表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)

表2 解析条件を最悪条件とした場合の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 (4/4)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 (添付資料 7.2.5.2 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 (溶融炉心・コンクリート相互作用))

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(別紙)</p> <p>ベースマットについて</p> <p>ベースマット (基礎版) の範囲は、以下のとおり。原子炉下部キャビティの底面及び壁面 (高さ約2.6m) はベースマットで構成されている。</p>  <p>図 ベースマットの範囲</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・泊ではベースマットについて追記</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について）

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 3.5.4</p> <p style="text-align: center;">コンクリート侵食の侵食異方性について</p> <p>OECD/MCCI プログラムにおいて実施された CCI 実験の中で、2次元のコンクリート侵食挙動が模擬された。CCI 実験では、コンクリート侵食が発生した後にキャビティ注水が行われ、その後、溶融物の冷却、溶融物の加熱停止に至り、最終的なコンクリート侵食形状が測定されている。最終的なコンクリート侵食形状については、石灰岩系コンクリートを使用した CCI-2 実験では床面方向と側面方向が等方的に侵食されているのに対して、玄武岩系コンクリートを使用した CCI-1 実験、CCI-3 実験では床面方向に比べて側面方向の侵食が大きくなる結果となっている。測定された侵食速度から評価すると、側面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の 4 倍程度とされている^[1]。石灰岩系コンクリートと玄武岩系コンクリートの侵食の傾向の相違は、化学物質組成の相違、コンクリートのガス含有量の相違、溶融物とコンクリートの境界の状態の相違によって説明できるとされている^[1]が、その詳細については明らかではない。</p> <p>実機解析条件では、溶融炉心は冠水したキャビティに落下し、キャビティの水中を拡がって、キャビティ内に堆積することを想定しており、CCI 実験条件と実機解析条件は異なる。したがって、実機においてもコンクリートの侵食異方性が現れるか明確ではない。ここでは、実機条件において、コンクリートの侵食異方性があると想定して、その影響がどの程度になるかを検討する。</p> <p>前述のとおり、溶融炉心は冠水したキャビティの水中を拡がり、キャビティ床全面に到達すると考えられる。このとき、大飯 3/4 号機に対する MAAP 解析では床面方向の侵食深さは約 5mm、側面方向の侵食深さは約 5mm である。側面方向の侵食速度が 4 倍大きいと仮定すると、側面方向の侵食深さは約 2cm になるが、これは、大飯 3/4 号機に対する MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果（側面方向の侵食深さ：約 17cm）で包絡される。</p> <p>次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では側面方向の熱流束の積算値は $7.2 \times 10^4 \text{kJ/m}^2$ であり、CCI 実験同様に側面方向の熱流束の積算値が床面方向の熱流束の積算値の 4 倍と仮定した場合でも、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果 ($8.6 \times 10^5 \text{kJ/m}^2$) に包絡される。</p> <p>以上のことから、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。</p> <p>[1] " OECD MCCI Project Final Report", OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.</p> <p>< 参考資料 > なし</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.5.3</p> <p style="text-align: center;">コンクリート侵食の侵食異方性について</p> <p>OECD/MCCI プログラムにおいて実施された CCI 実験の中で、2次元のコンクリート侵食挙動が模擬された。CCI 実験では、コンクリート侵食が発生した後にキャビティ注水が行われ、その後、溶融物の冷却、溶融物の加熱停止に至り、最終的なコンクリート侵食形状が測定されている。最終的なコンクリート侵食形状については、石灰岩系コンクリートを使用した CCI-2 実験では床面方向と壁面方向が等方的に侵食されているのに対して、玄武岩系コンクリートを使用した CCI-1 実験、CCI-3 実験では床面方向に比べて壁面方向の侵食が大きくなる結果となっている。測定された侵食速度から評価すると、壁面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の 4 倍程度とされている。石灰岩系コンクリートと玄武岩系コンクリートの侵食の傾向の相違は、化学物質組成の相違、コンクリートのガス含有量の相違、溶融物とコンクリートの境界の状態の相違によって説明できるとされている¹が、その詳細については明らかではない。</p> <p>実機解析条件では、溶融炉心は冠水した原子炉下部キャビティに落下し、キャビティの水中を拡がって、キャビティ内に堆積することを想定しており、CCI 実験条件と実機解析条件は異なる。したがって、実機においてもコンクリートの侵食異方性が現れるか明確ではない。ここでは、実機条件*において、コンクリートの侵食異方性があると想定して、その影響がどの程度になるかを検討する。</p> <p>前述のとおり、溶融炉心は冠水したキャビティの水中を拡がり、キャビティ床全面に到達すると考えられる。このとき、泊 3号炉に対する MAAP 解析では床面方向の侵食深さは約 3mm、壁面方向の侵食深さは約 3mm である。壁面方向の侵食速度が 4 倍大きいと仮定すると、壁面方向の侵食深さは約 1.2cm になるが、これは、泊 3号炉に対する MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果（壁面方向の侵食深さ：約 18cm）で包絡される。</p> <p>次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では壁面方向の熱流束の積算値は $5.4 \times 10^4 \text{kJ/m}^2$ であり、CCI 実験同様に壁面方向の熱流束の積算値が床面方向の熱流束の積算値の 4 倍と仮定した場合でも、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果 ($9.2 \times 10^5 \text{kJ/m}^2$) に包絡される。</p> <p>以上から、仮にコンクリートの侵食異方性があると想定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、泊 3号炉の原子炉下部キャビティの壁面は厚さ [] 程度のコンクリートで覆われているため、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。</p> <p>※ 泊 3号炉の原子炉下部キャビティの床面は厚さ [] 程度、壁面は厚さ [] 程度（原子炉容器周りでは [] 以上、一番薄い箇所では [] 以上）のコンクリートで覆われている。</p> <p>[] 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>1 " OECD MCCI Project Final Report", OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>20. 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェル床ドレンサンプの影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>女川2号炉において、ドライウェル内で発生した水を集水し、ポンプによって格納容器外へ移送するためにドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドレンサンプ」という。）が図1及び図2のとおり配置されている。また、格納容器下部とドレンサンプはドレン配管にて接続されている。</p> <p>溶融炉心が格納容器下部に落下する場合には、格納容器下部注水により水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約10mの長さがあることから、格納容器下部に落下した溶融炉心がドレンサンプに流入する可能性は低いと考えられる。そのため、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）のベースケースにおいては、原子炉圧力容器破損によって格納容器下部へ落下した溶融炉心がドレンサンプへ流入することを考慮していないが、溶融炉心がドレンサンプに流入することを考慮すると、ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離及びドレンサンプ壁面から外側鋼板までの距離が小さいことから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能が損なわれるおそれがある。</p> <p>ここでは、溶融炉心の凝固評価により溶融炉心がドレン配管内で凝固することを確認する。また、仮に溶融炉心がドレンサンプに流入した場合を考慮し、MCCIによる侵食量及び原子炉格納容器バウンダリへの到達の有無を確認する。</p> <p>2. 溶融炉心の凝固評価</p> <p>(1) EPRI/FAI試験の概要^[1]</p> <p>EPRI(Electric Power Research Institute)及びFAI(FAUSKE & ASSOCIATES, LLC)が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心(Al₂O₃)を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、女川2号炉のドレン配管(80A)に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。</p> <p>図3に試験装置概要を示す。Fe₂O₃とAlによるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融したAl₂O₃が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレーバに流入し、密度差によりFeとAl₂O₃とで成層化が起こる。密度差からAl₂O₃はFeより上層にあることにより、Al₂O₃によりセメント製のキャップが溶融し、Al₂O₃のみLower Chamberに移行する。このとき、Lower Chamber及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離(凝固距離)は0.79mであった。</p> <p>(2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について</p> <p>ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量(配管径に依存)の比率に基づき流動距離を推定する。</p>	<p>添付資料7.2.5.4</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>泊3号炉において、原子炉格納容器内で発生した水を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するために格納容器サンプが図1及び図2のとおり配置されている。また、原子炉下部キャビティと格納容器サンプはドレン配管にて接続されている。</p> <p>溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合には、代替格納容器スプレイにより水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約8mの長さがあることから、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心が格納容器サンプに流入する可能性は低いと考えられる。そのため、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）のベースケースにおいては、原子炉容器破損によって原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心が格納容器サンプへ流入することは考慮していない。また、格納容器サンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面までの距離が十分に確保されていることから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能及び原子炉容器の支持機能が損なわれるおそれは低いと考えられる。</p> <p>ここでは、溶融炉心の凝固評価により溶融炉心がドレン配管内で凝固することを確認する。</p> <p>2. 溶融炉心の凝固評価</p> <p>(1) EPRI/FAI試験の概要^[1]</p> <p>EPRI(Electric Power Research Institute)及びFAI(FAUSKE & ASSOCIATES, LLC)が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心(Al₂O₃)を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、泊3号炉のドレン配管に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。</p> <p>図3に試験装置概要を示す。Fe₂O₃とAlによるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融したAl₂O₃が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレーバに流入し、密度差によりFeとAl₂O₃とで成層化が起こる。密度差からAl₂O₃はFeより上層にあることにより、Al₂O₃によりセメント製のキャップが溶融し、Al₂O₃のみLower Chamberに移行する。このとき、Lower Chamber及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離(凝固距離)は0.79mであった。</p> <p>(2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について</p> <p>ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は、流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いを考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量(配管径に依存)の比率に基づき流動距離を推定する。</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>手順の相違 設計の相違</p> <p>設計の相違 ・泊は格納容器サンプからCVバウンダリまでの距離が約1.4mであり、RVを支える1次遮蔽コンクリートの厚さもそれ以上あることから仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合でもバウンダリ機能及びRVの支持機能が喪失する可能性は極めて低い</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 熔融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表1に評価に使用する熔融炉心の物性値を示す。Al₂O₃の熔融潜熱(h_{fs}=1.16×10⁶J/kg)に密度(ρ=3800kg/m³)を乗じると、流動停止までの保有熱量は4408MJ/m³となる。一方、熔融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と熔融潜熱の和として次式で表される。</p> $h_{ab} = \{ (T_{sh} + T_{liq} - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$ <p>ここで、h_{ab}：熔融炉心の流動停止までの顕熱と熔融潜熱の和(J/kg)、T_{sh}：熔融炉心過熱度(K)、T_{liq}：熔融炉心液相線温度(K)、T_{sol}：熔融炉心固相線温度(K)、C_p：熔融炉心比熱(J/kgK)、h_{fs}：熔融炉心熔融潜熱(J/kg)である。</p> <p>このとき、h_{ab}は約□J/kgとなり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約□J/m³となり、Al₂O₃の約□倍となる。</p> <p>また、ドレン配管(80A)の配管直径(d_f)を約8cmと仮定すると、EPRI/FAI試験のドレンラインの配管直径(d_{tes})は5cmのため、配管直径の比は約1.56倍である。配管直径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の熔融炉心流動距離(凝固距離)を次の様に評価する。</p> $L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{ab}) / (h_{al} \rho_{al})$ <p>ここで、L：ドレン配管内の熔融炉心流動距離(凝固距離)、L_{tes}：EPRI/FAI試験の流動距離、d_f/d_{tes}：配管直径比、(h_{ab}ρ_{ab})/(h_{al}ρ_{al})：流動停止までの保有熱量比である。</p> <p>EPRI/FAI試験の流動距離0.79mを基に、上記式によってドレン配管内の熔融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は約□mとなる。</p> <p>格納容器下部からドレンサンプまでのドレン配管長は、約10mあることから、熔融炉心はドレン配管内で凝固するため、ドレンサンプ内に到達することはないと考えられる。</p> <p>なお、コリウムシールド設置後の凝固距離を評価した場合、コリウムシールド設置後の配管直径(d_f')を約□cmと仮定すると、EPRI/FAI試験との配管直径の比は約□倍となり、凝固距離は約□mとなる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	<p>表1に評価に使用する熔融炉心の物性値を示す。EPRI/FAI試験の模擬熔融炉心であるAl₂O₃の熔融潜熱(h_{fs}=1.16×10⁶J/kg)に密度(ρ=3,800kg/m³)を乗じると、流動停止までの保有熱量は4,408MJ/m³となる。一方、熔融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と熔融潜熱の和として次式で表される。</p> $h_{ab} = \{ (T_{sh} + T_{liq} - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$ <p>ここで、h_{ab}：熔融炉心の流動停止までの顕熱と熔融潜熱の和(J/kg)、T_{sh}：熔融炉心過熱度(K)、T_{liq}：熔融炉心液相線温度(K)、T_{sol}：熔融炉心固相線温度(K)、C_p：熔融炉心比熱(J/kgK)、h_{fs}：熔融炉心熔融潜熱(J/kg)である。</p> <p>このとき、h_{ab}は約□J/kgとなり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約□MJ/m³となり、Al₂O₃の約□倍となる。</p> <p>また、ドレン配管の配管直径(d_f)は□cm、EPRI/FAI試験のドレンラインの配管直径(d_{tes})は5cmのため、配管直径の比は□倍である。配管直径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の熔融炉心流動距離(凝固距離)を次式のように評価する。</p> $L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{ab}) / (h_{al} \rho_{al})$ <p>ここで、L：ドレン配管内の熔融炉心流動距離(凝固距離)、L_{tes}：EPRI/FAI試験の流動距離、d_f/d_{tes}：配管直径比、(h_{ab}ρ_{ab})/(h_{al}ρ_{al})：流動停止までの保有熱量比である。</p> <p>EPRI/FAI試験の流動距離0.79mを基に、上記式によってドレン配管内の熔融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は約□mとなる。</p> <p>原子炉下部キャビティから格納容器サンプまでのドレン配管長は、約8mあることから、熔融炉心はドレン配管内で凝固するため、格納容器サンプ内に到達することはないと考えられる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>□：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> </div>	<p>記載表現の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>評価結果の相違 ・泊での評価結果と女川のコリウムシールド設置後の評価結果は同等</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. ドレンサンプに溶融炉心が流入した場合の評価</p> <p>2. に示すとおり、格納容器下部へ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。しかし、ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が小さいことから、サンプ底面コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがあることを考慮し、仮にドレンサンプに溶融炉心が流入した場合の評価を実施した。</p> <p>(1) 解析条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心の堆積厚さは、格納容器下部と水頭圧が釣り合うところまで溶融炉心がドレンサンプに流入した場合を想定して設定する。 溶融炉心からプール水への熱流束は、圧力依存ありとした Kutateladze の式から算出された値（約 1,500kW/m²）とする。 溶融炉心の崩壊熱を保守的に設定するため、溶融炉心の崩壊熱を事象発生から約 3.0 時間後*の値とした。 上記以外は、有効性評価（MCCI 評価）の条件と同じとする。 <p>※事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、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する場合、溶融炉心が格納容器下部に全量落下するまでの時間が事象発生約 3.0 時間後となることから設定。</p> <p>(2) 解析体系</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAP コードでは、サンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積を実際の大きさに合わせた円柱で模擬した。ドレンサンプ侵食量の解析体系を図4に示す。 溶融炉心の堆積厚さは、ドレンサンプ床から約 1.8m とした。 <p>(3) 解析結果</p> <p>ドレンサンプにおけるコンクリート侵食量の推移を図5に示す。コンクリート侵食量は、壁面約 0.16m、床面約 0.20m となった。ドレンサンプと格納容器バウンダリまでの距離は約 0.8m であり、格納容器バウンダリまで侵食は到達しない。また、ドレンサンプ壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が厚さ約 <input type="text" value="0.16"/> m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、ドレンサンプ壁面のコンクリート侵食量は約 16cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>4. 結論</p> <p>2. に示すとおり、格納容器下部へ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。また、仮にドレンサンプに溶融炉心が流入した場合においても、ドレンサンプにおけるコンクリート侵食により格納容器バウンダリまで侵食は到達しないこと及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。なお、女2号炉においては、ドレン配管にコリウム流入防止対策として、コリウムシールドを自主設備として設置することから、ドレンサンプへ溶融炉心が流入する可能性はさらに低減できるものと考ええる。コリウム流入防止対策の設備概要を参考に示す。</p> <p>[1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI Technical Report TR-103389, 1994</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	<p>3. 格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合の影響</p> <p>2. に示すとおり、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。また、格納容器サンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が大きく、原子炉容器破損時点では格納容器サンプに十分な水量が確保されていることから、原子炉格納容器バウンダリの機能が損なわれるおそれはないと考えられる。</p> <p>4. 結論</p> <p>2. に示すとおり、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。また、仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合においても、格納容器サンプから原子炉格納容器バウンダリ及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面まで十分な距離があることから、コンクリート侵食により原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達せず、原子炉容器の支持機能を維持できると考えられる。</p> <p>[1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI Technical Report TR-103389, 1994</p>	<p>評価結果の相違 ・相違理由は P1 に記載のとおり</p> <p>評価結果の相違 ・相違理由は P1 に記載のとおり</p>

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

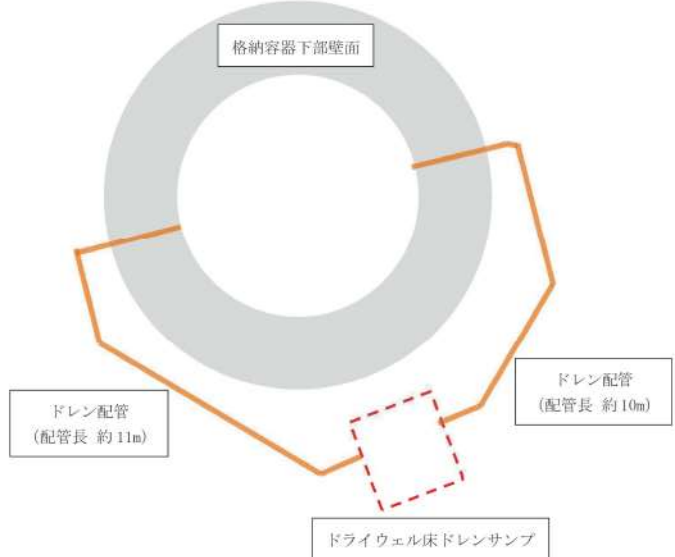
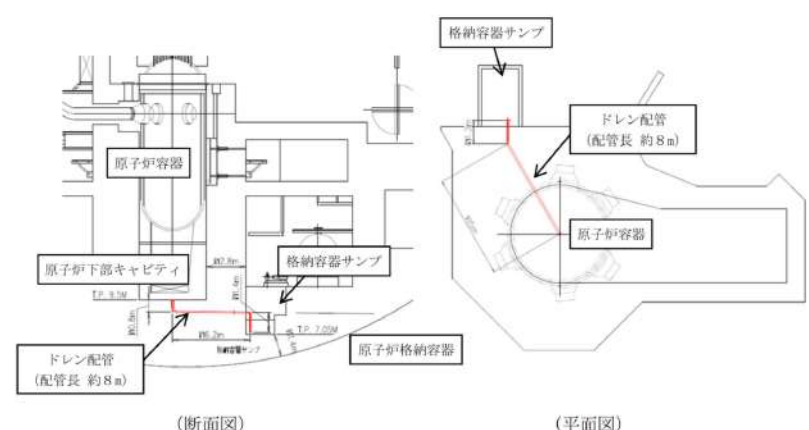
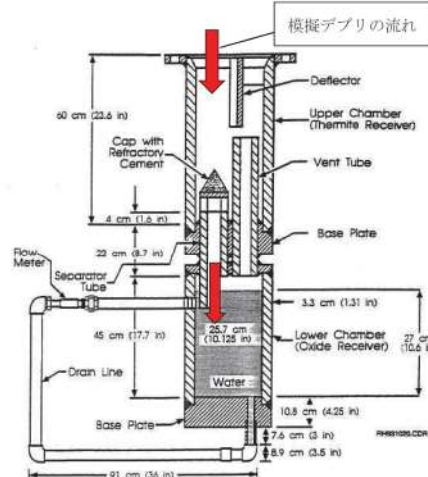
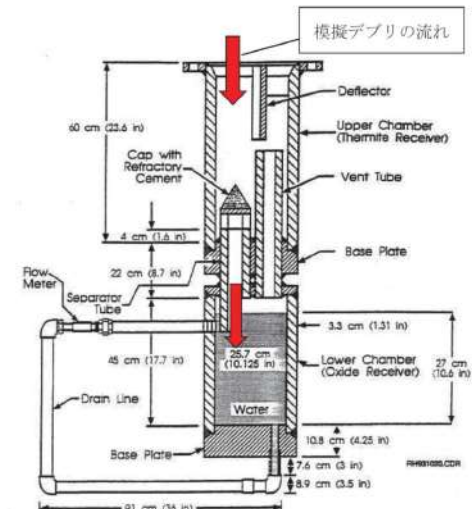
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="192 193 996 943" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="593 965 974 1236" data-label="Diagram"> <p>ドレンサンプの配置図（断面図）</p> </div> <div data-bbox="481 1244 728 1276" data-label="Caption"> <p>図1 格納容器の構造図</p> </div> <div data-bbox="470 1324 996 1364" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1120 949 1904 1316" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1366 1324 1657 1356" data-label="Caption"> <p>図1 原子炉格納容器の構造図</p> </div>	

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>格納容器下部壁面</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ</p> <p>ドレン配管 (配管長 約11m)</p> <p>ドレン配管 (配管長 約10m)</p>	 <p>格納容器サンプ</p> <p>原子炉容器</p> <p>原子炉下部キャビティ</p> <p>ドレン配管 (配管長 約8m)</p> <p>格納容器サンプ</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>(断面図)</p> <p>(平面図)</p>	
<p>図2 ドライウェル床ドレンサンプの配置</p>  <p>模擬デブリの流れ</p> <p>Deflector</p> <p>Upper Chamber (Thermite Receiver)</p> <p>Cap with Refractory Cement</p> <p>Vent Tube</p> <p>Base Plate</p> <p>Flow Meter</p> <p>Separator Tube</p> <p>Drain Line</p> <p>Lower Chamber (Oxide Receiver)</p> <p>Water</p> <p>Base Plate</p> <p>図3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]</p>	 <p>模擬デブリの流れ</p> <p>Deflector</p> <p>Upper Chamber (Thermite Receiver)</p> <p>Cap with Refractory Cement</p> <p>Vent Tube</p> <p>Base Plate</p> <p>Flow Meter</p> <p>Separator Tube</p> <p>Drain Line</p> <p>Lower Chamber (Oxide Receiver)</p> <p>Water</p> <p>Base Plate</p> <p>図3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="280 199 963 638" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="414 654 828 686" data-label="Caption"> <p>図4 ドレンサンプ侵食量の解析体系</p> </div> <div data-bbox="212 774 985 1268" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="336 1284 907 1316" data-label="Caption"> <p>図5 ドレンサンプの床面及び壁面の侵食量の推移</p> </div>		<p>評価内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p style="text-align: center;">表1 評価に使用する溶融炉心物性値※</p> <table border="1" data-bbox="324 231 728 422"> <tr><td>溶融炉心過熱度</td><td rowspan="6" style="background-color: #cccccc;"></td></tr> <tr><td>溶融炉心液相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心固相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心比熱</td></tr> <tr><td>溶融炉心密度</td></tr> <tr><td>溶融炉心溶融潜熱</td></tr> </table> <p>※溶融炉心物性値については、MAAP 解析における、原子炉压力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content;"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	溶融炉心過熱度		溶融炉心液相線温度	溶融炉心固相線温度	溶融炉心比熱	溶融炉心密度	溶融炉心溶融潜熱	<p style="text-align: center;">表1 評価に使用する溶融炉心物性値※</p> <table border="1" data-bbox="1220 215 1758 470"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>物性値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>溶融炉心過熱度</td><td rowspan="6" style="background-color: #cccccc;"></td></tr> <tr><td>溶融炉心液相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心固相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心比熱</td></tr> <tr><td>溶融炉心密度</td></tr> <tr><td>溶融炉心溶融潜熱</td></tr> </tbody> </table> <p>※溶融炉心物性値については、MAAP 解析（格納容器過圧破損/FCCI/MCCI）における原子炉压力容器破損直前の下部プレナム内溶融炉心の物性値を使用した。</p> <p style="text-align: right;">□：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>	項目	物性値	溶融炉心過熱度		溶融炉心液相線温度	溶融炉心固相線温度	溶融炉心比熱	溶融炉心密度	溶融炉心溶融潜熱	<p style="color: red;">設計の相違</p>
溶融炉心過熱度																		
溶融炉心液相線温度																		
溶融炉心固相線温度																		
溶融炉心比熱																		
溶融炉心密度																		
溶融炉心溶融潜熱																		
項目	物性値																	
溶融炉心過熱度																		
溶融炉心液相線温度																		
溶融炉心固相線温度																		
溶融炉心比熱																		
溶融炉心密度																		
溶融炉心溶融潜熱																		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について</p> <p>1. EPRI/FAI 試験と実機のドレン配管の体系の比較</p> <p>EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、女川2号炉のドレン配管と体系を比較するため、溶融物条件を表1に、流路構造を表2に比較する。</p> <p>表1の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリの物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での溶融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘度は近い値になっている。</p> <p>表2に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径 50mm に対し、女川2号炉のドレン配管の口径は 78mm (80A) であり、配管断面積比は女川2号炉のドレン配管の方が約 2.44 倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率 1 のとき約 0.92 倍、限界固相率 0.64 のとき約 0.55 倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さ当たりの伝熱面積は女川2号炉の方が約 1.56 倍大きい。また、コリウムシールド設置後の配管で評価した場合、コリウムシールド設置後の配管の口径は約 <input type="text"/> mm であり、配管断面積比は約 <input type="text"/> 倍となり、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率 1 のとき約 <input type="text"/> 倍、限界固相率 0.64 のとき約 <input type="text"/> 倍となる。単位長さ当たりの伝熱面積は約 <input type="text"/> 倍となる。</p> <p>デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約 0.18m (試験後の観察結果) であり、女川2号炉では約 1.2m (MAAP 結果) である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約 0.27m である。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約 0.45m、女川2号炉で約 1.2m である。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約 3.0m/s、女川2号炉で約 4.9m/s となる。</p> <p>2. EPRI/FAI 試験の適用性</p> <p>EPRI/FAI 試験を女川2号炉のドレン配管の体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。</p> <p>Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と女川2号炉での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を女川2号炉のドレン配管に適用した場合の評価を行う。</p> <p>この場合、女川2号炉のドレン配管でのデブリの流動距離 (L_{O2}) は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{O2} = L_{FAI} \times \frac{d_{O2}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{O2}\rho_{O2}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{O2}}{v_{FAI}}$ <p>ここで、</p> <p>$\frac{d_{O2}}{d_{FAI}}$: 配管直径比</p> <p>$\frac{h_{O2}\rho_{O2}}{h_{FAI}\rho_{FAI}}$: 凝固までの蓄熱量比</p> <p>$\frac{v_{O2}}{v_{FAI}}$: デブリの速度比</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	<p style="text-align: center;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について</p> <p>1. EPRI/FAI 試験と実機のドレン配管の体系の比較</p> <p>EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、泊3号炉のドレン配管と体系を比較するため、溶融物条件を表1に、流路構造を表2に比較する。</p> <p>表1の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリの物性を比較すると、密度及び動粘度が異なるものの、熱伝導率、配管内での溶融物凝固及び流動特性に影響する凝固までの蓄熱量は近い値になっている。なお、密度は、凝固までの蓄熱量及び動粘性係数の計算に用いており、動粘性係数については、EPRI 試験値よりも泊3号炉の値の方が大きいのため、泊3号炉の方が大きい摩擦応力が伝わりやすいと考えられる。</p> <p>表2に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径 50mm に対し、泊3号炉のドレン配管の口径は 108mm であり、配管断面積比は泊3号炉のドレン配管の方が約 4.67 倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率 1 のとき約 0.75 倍、限界固相率 0.70 のとき約 0.46 倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さ当たりの伝熱面積は泊3号炉の方が約 2.16 倍大きい。</p> <p>デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約 0.18m(試験後の観察結果) であり、泊3号炉では約 0.25m(MAAP 結果) である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約 0.27m である。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約 0.45m、泊3号炉で約 1.1m である。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約 3.0m/s、泊3号炉で約 4.6m/s となる。</p> <p>2. EPRI/FAI 試験の適用性</p> <p>EPRI/FAI 試験を泊3号炉のドレン配管の体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。</p> <p>Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と泊3号炉での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を泊3号炉のドレン配管に適用した場合の評価を行う。</p> <p>この場合、泊3号炉のドレン配管でのデブリの流動距離 (L_{E3}) は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{E3} = L_{FAI} \times \frac{d_{E3}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{E3}\rho_{E3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{E3}}{v_{FAI}}$ <p>ここで、</p> <p>$\frac{d_{E3}}{d_{FAI}}$: 配管直径比</p> <p>$\frac{h_{E3}\rho_{E3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}}$: 凝固までの蓄熱量比</p> <p>$\frac{v_{E3}}{v_{FAI}}$: デブリの速度比</p>	<p>記載内容の相違 ・泊におけるデブリ物性値等による相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違 ・泊ではコリウムシールドは設置しない</p> <p>評価結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>であり、上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{02}) を求めると、</p> $L_{02} = 0.79 \times 1.56 \times 0.92 \times 2$ $= 2.3 \text{ (m)}$ <p>となる。また、コリウムシールド設置後の配管で評価した場合、凝固距離は約 \square m となる。 ファンネル流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を 1 として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率 0.64 程度で粘性係数が初期値の 1×10^6 倍になる等、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。 EPRI/FAI 試験と女川2号炉で考慮した溶融物の条件では、溶融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、女川2号炉では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、溶融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が 1 の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は 1 よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に 1 としている。水中を流動する場合は、単相では溶融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を女川2号炉のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる保守的な扱いとなる。と考える。 以上より、本評価は EPRI/FAI 試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速を基に流動距離を求める際の最大値と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p>であり、上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{03}) を求めると、</p> $L_{03} = 0.79 \times 2.16 \times 0.75 \times 2$ $= 2.6 \text{ (m)}$ <p>となる。 ドレン配管流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を 1 として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率 0.70 程度で拡がり停止するという知見がある等^[2]、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。 EPRI/FAI 試験と泊3号炉で考慮した溶融物の条件では、溶融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、泊3号炉では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、溶融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が 1 の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は 1 よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に 1 としている。水中を流動する場合は、単相では溶融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を泊3号炉のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる保守的な扱いとなる。と考える。 以上より、本評価は EPRI/FAI 試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速を基に流動距離を求める際の最大値と考える。</p> <p>[2] Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests, Nuclear Engineering and Design 223 (2003) 75-102</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載内容の相違 ・泊では流動距離に関する知見に関して参考文献を元に記載</p> <p>記載内容の相違 ・同上</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(参考) コリウム流入防止対策の設備概要</p> <p>1. 設備概要</p> <p>炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がドライウェル床ドレンサンプ内に流入する場合、ドライウェル床ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が短いことから、サンプ底面コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。溶融炉心は原子炉格納容器下部注水系による注水によって、原子炉格納容器下部からドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内で止まることを確認しているが、更なる安全性向上のため、自主対策設備としてコリウムシールドを設置する。</p> <p>コリウムシールドは、原子炉格納容器下部注水系と合わせて、ドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を防ぐことで、底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止することを目的に設置する。コリウムシールドは、原子炉格納容器下部からドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内に設置し、実効的な流路径を小さくすることで冷却を促進し、溶融炉心を早期に固化・停止させるものである。</p> <p>表1にコリウムシールド仕様を、図1にコリウムシールド概要図を示す。なお、コリウムシールドの耐熱材には、高い融点(約2,700℃)を有するジルコニアを用いる設計とする。</p>	<p>【該当する資料無し】</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 熔融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
耐熱材寸法（外径／内径／長さ）	
通水配管流路口径	

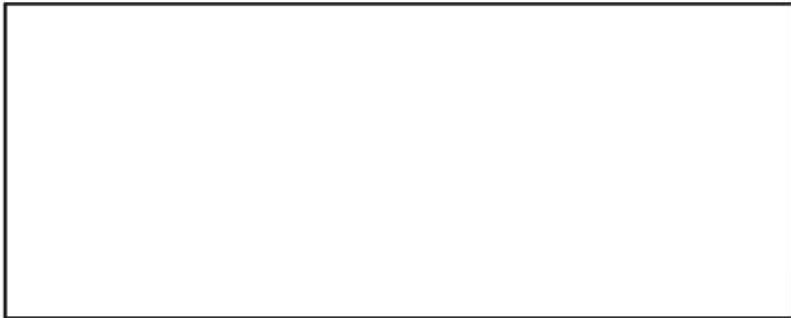
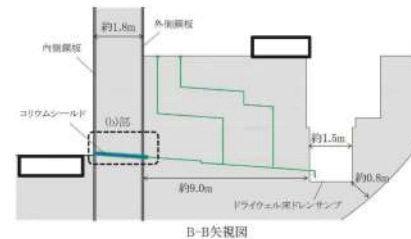
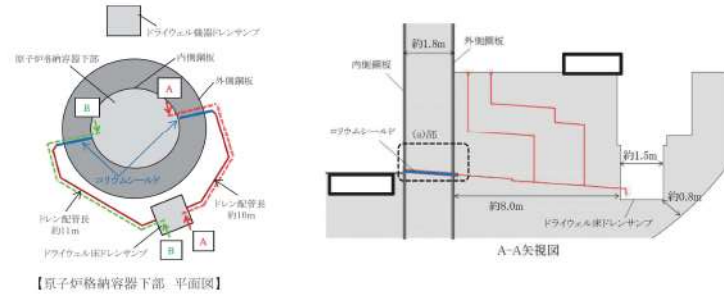


図1 コリウムシールド概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無 コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。</p> <p>(1) 原子炉格納容器への悪影響の有無について 原子炉格納容器への影響評価として、閉じ込め機能、原子炉格納容器下部注水機能の2つの観点から影響の有無について確認を行った。 確認の結果、閉じ込め機能については、原子炉格納容器の構造強度を要する箇所に設置するものではなく、コンクリート侵食及び非凝縮性ガスの発生を抑制することから、原子炉格納容器の機能である閉じ込め機能への悪影響はないと判断した。 原子炉格納容器下部注水機能については、原子炉格納容器下部注水設備とは独立しており、原子炉格納容器下部の空間に設置するものではないことから、原子炉格納容器下部注水機能への悪影響はないことを確認した。</p> <p>(2) 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について 原子炉冷却材漏えい検出機能として、ドライウェル床ドレンサンプへの不明確な箇所からの漏えい率が0.23m³/h以上となった場合に原子炉冷却材の漏えいを検出できる設計とする必要がある。 コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に2箇所あるドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内に設置し、コリウムシールド内を通過する漏えい水の流量が1箇所当たりで0.23m³/h以上となるよう、コリウムシールドの開口面積を設定しており、コリウムシールドを設置した場合でもドライウェル床ドレンサンプまでの流路体積を増加させるものではなく、ドレン配管の勾配は維持されることから、不明確な箇所からの漏えい率の検出に対する機能に悪影響はない。 また、ドライウェル床ドレンサンプ及びドライウェル機器ドレンサンプの総漏えい率が5.93m³/h(1日平均)以上となった場合に原子炉冷却材の漏えいを検出できる設計とする必要があるが、ドライウェル機器ドレンサンプについては設備変更を実施しないことから、総漏えい率の検出に対する悪影響はない。 以上より、コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に漏えいした原子炉冷却材をドライウェル床ドレンサンプへ導くために必要な開口面積を確保する設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を与えるものではないことを確認した。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="454 169 736 194">【女川の補足説明資料から抜粋】</p> <p data-bbox="147 237 842 263">19. 格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮</p> <p data-bbox="147 306 389 331">1. 溶融デブリの評価条件</p> <p data-bbox="165 339 1046 432">女川2号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として格納容器下部に落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。</p> <p data-bbox="147 475 672 501">2. 女川2号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ</p> <p data-bbox="165 509 1046 671">女川2号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が格納容器下部に一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは約1.2mとなる。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の構造の位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、格納容器下部の側面の開口部であっても[]mの高さがあることから、仮に溶融炉心が全量落下しても格納容器下部以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。</p> <p data-bbox="147 715 465 740">3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ</p> <p data-bbox="147 748 488 774">(1) 格納容器下部の構造物等の影響</p> <p data-bbox="183 782 1046 839">格納容器下部には、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。</p> <p data-bbox="183 847 1046 1045">したがって、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当のUO₂及びZr等のデブリ容積に加えて、格納容器下部の構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮した場合、原子炉圧力容器下部の構造物として、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング等、原子炉運転中に圧力容器ペダスタル内にある構造物として、CRD自動交換機プラットフォーム等を想定した場合においても、デブリ堆積高さは約1.5mとなり、増加分は約0.3mであることから、ドライウェル床に溶融炉心が拡がることはないと考え。</p> <p data-bbox="147 1088 468 1114">(2) 溶融炉心の粒子化に伴う影響</p> <p data-bbox="183 1121 1046 1214">溶融炉心が格納容器下部に落下する場合、予め格納容器下部へ初期水張りを実施する手順とされていることから、溶融炉心の一部は水中で粒子化すると考えられる。この時、粒子化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。</p> <div data-bbox="454 1257 1016 1289" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開することはできません。</div>	<p data-bbox="1792 169 1962 194">添付資料 7.2.5.5</p> <p data-bbox="1144 237 1868 263">原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮</p> <p data-bbox="1061 306 1301 331">1. 溶融デブリの評価条件</p> <p data-bbox="1079 339 1962 432">泊3号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として原子炉下部キャビティに落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。</p> <p data-bbox="1061 475 1568 501">2. 泊3号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ</p> <p data-bbox="1079 509 1962 671">泊3号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が原子炉下部キャビティに一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは[]mとなる。原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心と原子炉下部キャビティの位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）までは、[]m以上あることから、仮に溶融炉心が全量落下しても原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。</p> <p data-bbox="1061 715 1379 740">3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ</p> <p data-bbox="1061 748 1480 774">(1) 原子炉下部キャビティの構造物等の影響</p> <p data-bbox="1097 782 1962 839">原子炉下部キャビティには、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。</p> <p data-bbox="1097 847 1962 1010">したがって、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当のUO₂及びZr等のデブリ容積に加えて、原子炉下部キャビティの構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮した場合、原子炉下部キャビティの構造物として、原子炉容器下部の計装案内管及びサポート等を想定した場合においても、デブリ堆積高さは、[]mとなり、増加分は[]mであることから、原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。</p> <p data-bbox="1061 1088 1382 1114">(2) 溶融炉心の細粒化に伴う影響</p> <p data-bbox="1097 1121 1962 1214">溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合、予め原子炉下部キャビティへ水張りを実施する手順とされていることから、溶融炉心の一部は水中で細粒化すると考えられる。この時、細粒化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。</p> <div data-bbox="1350 1257 1948 1289" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">[] 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。</div>	<p data-bbox="1973 169 2116 263">※女川に倣い新規作成 記載表現の相違</p> <p data-bbox="1973 544 2069 569">設計の相違</p> <p data-bbox="1973 612 2069 638">設計の相違</p> <p data-bbox="1973 884 2069 909">設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する熔融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>もっとも厳しい条件として、全量が粒子化した際の堆積高さを評価する。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として堆積する場合を仮定すると、ポロシティは0.48であり、堆積高さは（1）で考慮した堆積高さ約1.5mに対し、デブリ堆積高さは約2.9mとなるが、格納容器下部の床面から格納容器下部の側面の開口部までの高さ□m以下であることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても格納容器下部以外に熔融炉心が広がる恐れは無いと考える。</p> <p>なお、熔融炉心落下前の格納容器下部への初期水張りは、ドライウェル水位0.23mの位置まで注水する運用としている。そのため、格納容器下部の側面の開口部から粒子化した熔融炉心が流れ出ることも懸念されるが、熔融炉心の比重は8程度であり、水に比べて非常に重く、粒子化した熔融炉心は水面に浮遊し格納容器下部から流出することはないと想定される。模擬熔融物（比重2.5～8.0）を水プールに落下させた DEFOR 試験の熔融ジェットの様子を図3に示す。この実験結果においても、上面への熔融粒子の移行は確認されていない。</p> <p>(3) 熔融デブリの落下の位置及び拡がりの影響</p> <p>原子炉圧力容器下部から格納容器下部への熔融炉心の落下の経路については、制御棒駆動機構ハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、熔融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が格納容器下部に落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。</p> <p>ここで仮に熔融炉心が偏って堆積し、格納容器下部の側面の開口部の高さ□mに到達する条件を考えると、熔融炉心が直径約3mの円柱を形成する必要があるが、熔融炉心の厚さが均一化するまでの時間が2～3分程度であるという過去の知見^[1]があることに加え、MAAPの熔融物落下履歴として熔融デブリの全量が一度に落下していることを踏まえると、熔融炉心は落下と同時に格納容器下部床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられることから、熔融炉心が格納容器下部の側面の開口部の高さまで堆積する状況は考え難い。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開することはできません。</div>	<p>もっとも厳しい条件として、全量が細粒化した際の堆積高さを評価する。例えば、空隙率が最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として堆積する場合を仮定すると、空隙率は0.48であり、堆積高さは（1）で考慮した堆積高さ□mに対し、デブリ堆積高さは□mとなるが、原子炉下部キャビティ床面から原子炉下部キャビティの開口部までは、□m以上あることから、細粒化に伴う堆積高さの増加を考慮しても原子炉下部キャビティ以外に熔融炉心が広がる恐れはないと考える。</p> <p>(3) 熔融デブリの落下の位置及び拡がりの影響</p> <p>原子炉容器から原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下の経路については、計装案内管破損に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉容器の構造からは、原子炉容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。</p> <p>泊3号炉では、図3に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部があるのは、原子炉容器下部ではないため、原子炉容器直下ではない場所に熔融炉心が偏って堆積し、熔融炉心が原子炉下部キャビティの側面の開口部の高さまで到達する状況は考え難い。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;">□ 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。</div>	<p>評価結果の相違 設計の相違</p> <p>記載内容の相違 ・女川はドライウェル水位0.23mの位置まで注水した後注水を停止するが、泊は注水し続けるため開口部から細粒化した熔融炉心が流出することはない</p> <p>設計の相違</p> <p>記載内容の相違 ・開口部と原子炉容器の位置関係の違いにより記載が異なる</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）

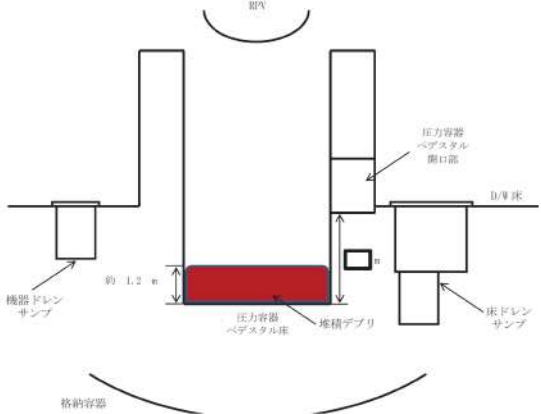
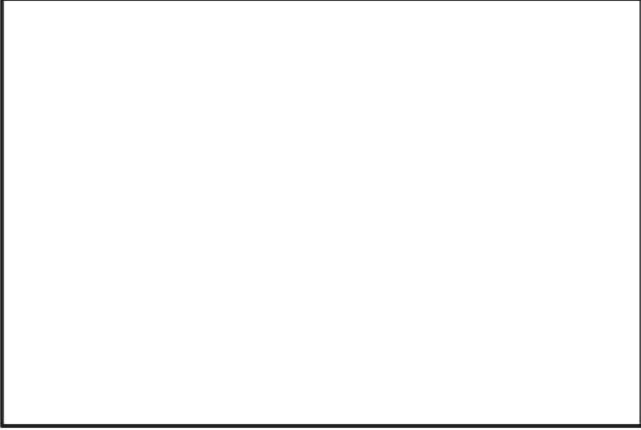
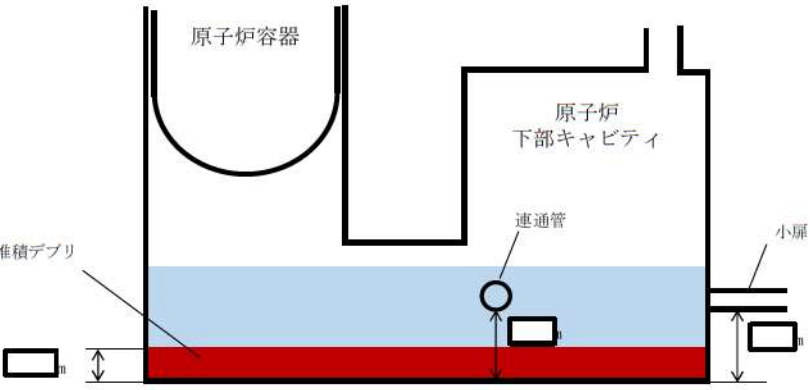

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>表1 溶融炉心に関する評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融炉心落下割合</td> <td>100%(約 220 t)</td> <td>保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の組成</td> <td>図2参照</td> <td>MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面積</td> <td>約 24m²</td> <td>設計値</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定値	設定根拠	溶融炉心落下割合	100%(約 220 t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定	溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)	格納容器下部床面積	約 24m ²	設計値	<p>表1 溶融炉心の拡がりに関する評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融炉心落下割合</td> <td>100% [](t)</td> <td>保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の組成</td> <td>図2参照</td> <td>MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ床面積</td> <td>[]m²</td> <td>設計値^(注)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 通路部を除く</p>	項目	設定値	設定根拠	溶融炉心落下割合	100% [](t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定	溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)	原子炉下部キャビティ床面積	[]m ²	設計値 ^(注)	<p>設計の相違</p>																								
項目	設定値	設定根拠																																																
溶融炉心落下割合	100%(約 220 t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定																																																
溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)																																																
格納容器下部床面積	約 24m ²	設計値																																																
項目	設定値	設定根拠																																																
溶融炉心落下割合	100% [](t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定																																																
溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)																																																
原子炉下部キャビティ床面積	[]m ²	設計値 ^(注)																																																
<p>表2 格納容器下部へ落下するコリウム重量及び体積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>重量/体積^(注1)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料(UO₂)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>被覆管(Zr)</td> <td>[]</td> <td>標準長燃料棒、短尺燃料棒を考慮</td> </tr> <tr> <td>チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ(Zr)</td> <td>[]</td> <td>チャンネルボックス [] ウォーターロッド [] スパーサ []</td> </tr> <tr> <td>CRD 関係(SUS)</td> <td>[]</td> <td>CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計</td> </tr> <tr> <td>CR(B,C)</td> <td>[]</td> <td>CRにおけるB,Cの質量</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板/ 燃料支持金具+下部タイ プレート/ 上部タイプレート(SUS)</td> <td>[]</td> <td>炉心支持板 [] 燃料支持金具+下部タイプレート: [] 上部タイプレート []</td> </tr> <tr> <td>合計^(注2)</td> <td>[]</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 重量から体積への換算は以下の密度(密度は温度によって変化するが、常温での値で代表)を用いているため、体積は参考値扱いである。 UO₂ : 10100(kg/m³) Zr : 6500(kg/m³) SUS : 7860(kg/m³) B,C : 2520(kg/m³)</p> <p>(注2) MAAP では、Zr, SUS の酸化を考慮するため、圧力容器ベドスタルへの落下重量は約220(ton)となる。</p>	項目	重量/体積 ^(注1)	備考	燃料(UO ₂)	[]	[]	被覆管(Zr)	[]	標準長燃料棒、短尺燃料棒を考慮	チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ(Zr)	[]	チャンネルボックス [] ウォーターロッド [] スパーサ []	CRD 関係(SUS)	[]	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計	CR(B,C)	[]	CRにおけるB,Cの質量	炉心支持板/ 燃料支持金具+下部タイ プレート/ 上部タイプレート(SUS)	[]	炉心支持板 [] 燃料支持金具+下部タイプレート: [] 上部タイプレート []	合計 ^(注2)	[]	-	<p>表2 原子炉下部キャビティにおいて溶融対象となる構造物の重量及び体積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>重量/体積^(注1)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料(UO₂)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>被覆管(Zr)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>制御棒/BP集合体/ シンプルプラグ(SUS)</td> <td>[]</td> <td>制御棒, BP集合体, シンプルプラグの合計</td> </tr> <tr> <td>制御棒(その他の金属)^(注2)</td> <td>[]</td> <td>制御棒におけるAg, Cd, Inの質量</td> </tr> <tr> <td>下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱(SUS)</td> <td>[]</td> <td>下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティの サポート等(SUS)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>合計^(注3)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 重量から体積への換算は以下の密度(密度は温度によって変化するが、常温での値で代表)を用いているため、体積は参考値扱いである。 UO₂ : 10100(kg/m³) Zr : 6500(kg/m³) SUS : 7860(kg/m³) Ag : 10500(kg/m³)</p> <p>(注2) 体積については、制御棒のSUS以外の金属は割合の多いAgで代表する。 (注3) MAAPにおける、原子炉下部キャビティへの落下重量は [] ton であるが、評価では合計値より保守的に設定した数値を使用する。</p>	項目	重量/体積 ^(注1)	備考	燃料(UO ₂)	[]	[]	被覆管(Zr)	[]	[]	制御棒/BP集合体/ シンプルプラグ(SUS)	[]	制御棒, BP集合体, シンプルプラグの合計	制御棒(その他の金属) ^(注2)	[]	制御棒におけるAg, Cd, Inの質量	下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱(SUS)	[]	下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []	原子炉下部キャビティの サポート等(SUS)	[]	[]	合計 ^(注3)	[]	[]	<p>設計の相違</p>
項目	重量/体積 ^(注1)	備考																																																
燃料(UO ₂)	[]	[]																																																
被覆管(Zr)	[]	標準長燃料棒、短尺燃料棒を考慮																																																
チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ(Zr)	[]	チャンネルボックス [] ウォーターロッド [] スパーサ []																																																
CRD 関係(SUS)	[]	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計																																																
CR(B,C)	[]	CRにおけるB,Cの質量																																																
炉心支持板/ 燃料支持金具+下部タイ プレート/ 上部タイプレート(SUS)	[]	炉心支持板 [] 燃料支持金具+下部タイプレート: [] 上部タイプレート []																																																
合計 ^(注2)	[]	-																																																
項目	重量/体積 ^(注1)	備考																																																
燃料(UO ₂)	[]	[]																																																
被覆管(Zr)	[]	[]																																																
制御棒/BP集合体/ シンプルプラグ(SUS)	[]	制御棒, BP集合体, シンプルプラグの合計																																																
制御棒(その他の金属) ^(注2)	[]	制御棒におけるAg, Cd, Inの質量																																																
下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱(SUS)	[]	下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []																																																
原子炉下部キャビティの サポート等(SUS)	[]	[]																																																
合計 ^(注3)	[]	[]																																																
<p>[] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p>[] 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>																																																	

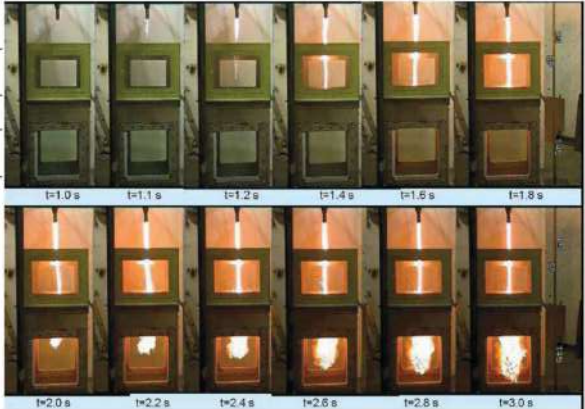
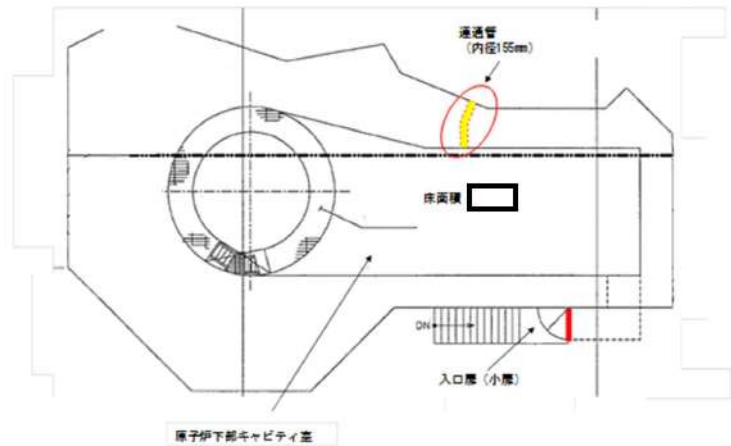
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 格納容器下部堆積デブリ状況</p>  <p>図2 溶融炉心の組成の推移</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	 <p>図1 原子炉下部キャビティ堆積デブリ状況</p>  <p>図2 溶融炉心の組成の推移</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 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。 </div>	<p>設計の相違</p>

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="224 750 291 877" style="display: inline-block; vertical-align: middle;"> 空間部 水 </div>  <p data-bbox="286 1133 981 1157">図3 DEFOR 試験において模擬溶融物を水中に落下させた場合の粒子化の様子^[2]</p> <p data-bbox="286 1252 981 1396"> [1] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris", SAND76-9008 (1976). [2] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653-1659, 2009. </p>	 <p data-bbox="1220 678 1803 710">図3 原子炉下部キャビティ室内の連通管および小扉の設置状況</p> <p data-bbox="1355 1396 1948 1428"> 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 data-bbox="1971 199 2105 231">記載方針の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.6 熔融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について）

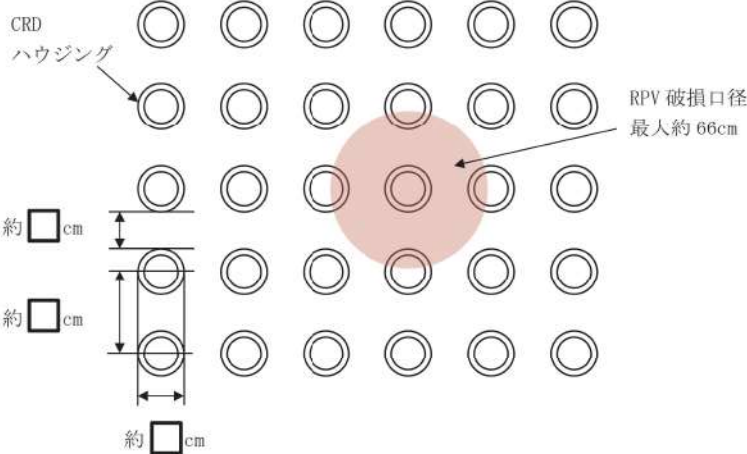
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【女川の補足説明資料から抜粋】</p> <p>22. 熔融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について</p> <p>熔融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物(コリウム)の考え方について以下に示す。</p> <p>○原子炉内 約 220 t</p> <p>原子炉内に存在するコリウムの総量については、MAAP 解析結果をベースにした上で、核計装管及び制御棒駆動機構(以下、「CRD」という。)を考慮した(添付資料1参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体：560体全て溶解すると想定 制御棒：137本全て溶解すると想定 炉内構造物：炉心よりも下部に存在するものは全て溶解すると想定。CRDの炉内に存在する部分も全て溶解すると想定 炉内核計装管：全て溶解すると想定(約 <input type="text" value="220"/> t) <p>○原子炉外</p> <p>原子炉外に存在する構造物(以下、「炉外構造物」という。)として、原子炉の直下でコリウムの想定流出経路上に存在する、CRDハウジング、CRD交換装置及びCRD関連機器を考慮した。</p> <ul style="list-style-type: none"> CRDハウジング：CRDハウジングが1本破損した場合、その破損口径の溶解による広がりを考慮し、隣接する4本のCRDハウジングを巻き込んだ、計5本の溶解を想定(約 <input type="text" value="10"/> t) (添付資料2参照)。 CRD交換装置：全て溶解すると想定(約 <input type="text" value="10"/> t) CRD関連機器：配管や支持金具は全て溶解すると想定(約 <input type="text" value="10"/> t) 炉外核計装管：全て溶解すると想定(約 <input type="text" value="10"/> t) 保温材関連：全て溶解すると想定(約 <input type="text" value="10"/> t) <p>上述の考え方に基づき、熔融炉心の堆積高さを算出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.6</p> <p>熔融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について</p> <p>熔融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物(コリウム)の考え方について以下に示す。</p> <p>○原子炉容器内 <input type="text" value="157"/> t</p> <p>原子炉容器内に存在するコリウムの総量については、原子炉容器内に存在する以下の構造物を考慮した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料集合体：157体全て溶解すると想定 制御棒：48体全て溶解すると想定 BP集合体・シンプルプラグ：全て溶解すると想定 炉内構造物：炉心よりも下部に存在するものは全て溶解すると想定 <p>○原子炉容器外</p> <p>原子炉容器外に存在する構造物として、原子炉下部キャビティに存在する炉内計装案内管及びサポート等を考慮した(添付資料1参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉内計装案内管およびサポート等：全て溶解すると想定 <input type="text" value="10"/> t) <p>上述の考え方に基づき、熔融炉心の堆積高さを算出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <input type="text" value="157"/> 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>※女川に倣い新規作成</p> <p>設計の相違 評価条件の相違 ・泊では原子炉内外ではなく原子炉容器内外で堆積高さ評価で考慮する構造物を分けている</p> <p>設計の相違</p>

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1</p> <p style="text-align: center;">CRD の溶融想定箇所について</p> <p>溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり、原子炉圧力容器から溶出したコリウムにより溶融されると推定される CRD の箇所について以下に示す（図1）。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図1 CRD 概要図</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div>	<p style="text-align: right;">添付資料 1</p> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティ内の溶融対象となる構造物について</p> <p>溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり、原子炉容器から溶出したコリウムにより溶融すると推定した原子炉下部キャビティの構造物について以下に示す（図1）。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図1 原子炉下部キャビティの溶融対象となる構造物</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">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。</div>	<p style="text-align: center;">記載内容の相違</p>

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 2</p> <p style="text-align: center;">溶融物量として考慮する CRD の設定について</p> <p>CRD および CRDハウジングの破損本数としては、MAAP 解析において RPV 底部の破損後に破損口の溶融により広がる最大の破損口径：約 66cm に含まれる本数 5 本を考慮している（図 1）。</p>  <p style="text-align: center;">図 1 CRD 配置と RPV 破損口径の関係</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p style="text-align: center;">【該当する資料無し】</p>	

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価）

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;">女川の添付資料 3.3.3 の別添を抜粋】</p> <p style="text-align: right;">別添</p> <p style="text-align: center;">格納容器下部の水位が 3.67m の場合における溶融炉心の冠水評価</p> <p>初期水張りの格納容器水位の下限である 3.67m の場合における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の堆積高さ</p> <p>溶融炉心の堆積形状を図 1 に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{corium} は式(1)で評価する。</p> $H_{corium} = (V_m * (1 - \phi_{ent}) + V_s + V_m * \phi_{ent} / (1 - \epsilon)) / S_{pd} \quad (1)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> V_m : 溶融物体積 (約 27m³) V_s : 压力容器ベデスタル内構造物体積 (約 6m³) ϕ_{ent} : Ricou-Spalding 相関式に基づく粒子化割合 0.611 (別紙参照) ϵ : ポロシティ (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値) S_{pd} : 压力容器ベデスタル床面積 (約 24m²) <p>式(1)から溶融炉心堆積高さは、約 2.09m となる。</p> <p>(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価</p> <p>溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。</p> <p>PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと同様距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。</p> <p>(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状として、図 2 のように、連続層については、円柱上に円錐が堆積した形状とし、その上に粒子状デブリが均様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1 : 16 を想定する*。これを元に初期水張り 3.67m における堆積高さを計算した結果、堆積高さは約 2.32m となる。計算方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に広がった場合であることから、压力容器ベデスタル直径 5.5m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約 0.34m となる。 ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の体積を除いたものとして求める。 	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.7</p> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価</p> <p>原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の堆積高さ</p> <p>溶融炉心の堆積形状を図 1 に示す。空隙率を考慮したデブリ堆積高さは、H_{corium} は式(1)で評価する。</p> $H_{corium} = (V_m * (1 - \phi_{ent}) + V_n * \phi_{ent} / (1 - \epsilon)) / S_{cv} \quad (1)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> V_n : 溶融物体積 (約 17m³) ϕ_{ent} : 細粒化割合 (約 0.68) (別紙参照) ϵ : 空隙率 (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値) S_{cv} : 原子炉下部キャビティ床面積 () m²) <p>式(1)から溶融炉心体積高さは、() m となる。原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m であるため、細粒化を考慮した場合においても冠水することが確認できた。</p> <p>(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価</p> <p>溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。</p> <p>PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと同様距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。</p> <p>(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状として、図 2 のように連続層については、原子炉下部キャビティの原子炉容器直下の円形部に円柱上に円錐が堆積した形状とする。粒子状デブリは、連続層の上から堆積するものとし、原子炉下部キャビティ全面に均様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1 : 16 を想定する*。これを元に、原子炉容器破損直後における溶融炉心の堆積高さを計算した結果、堆積高さは() m となる。計算方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・連続層は、原子炉下部キャビティのうち原子炉容器直下の円形部分に堆積するものとする。 ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは円形部分全面に広がった場合であることから、原子炉下部キャビティ円形部分の直径() m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の高さは() m となる。 ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の堆積を除いたものとして求める。 <p style="text-align: center;">() 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>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心が落下する際の下部の水張状態が女川と泊で異なる <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器下部の構造の違いにより溶融炉心の仮定する形状が異なる

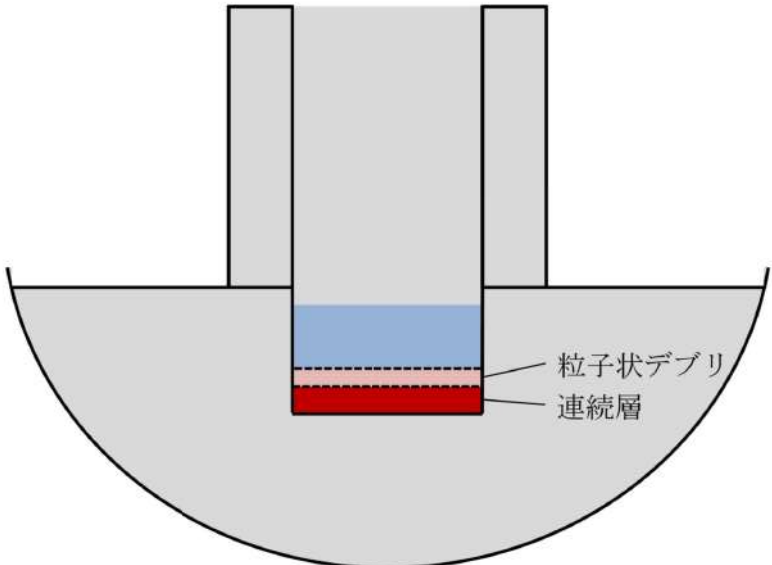
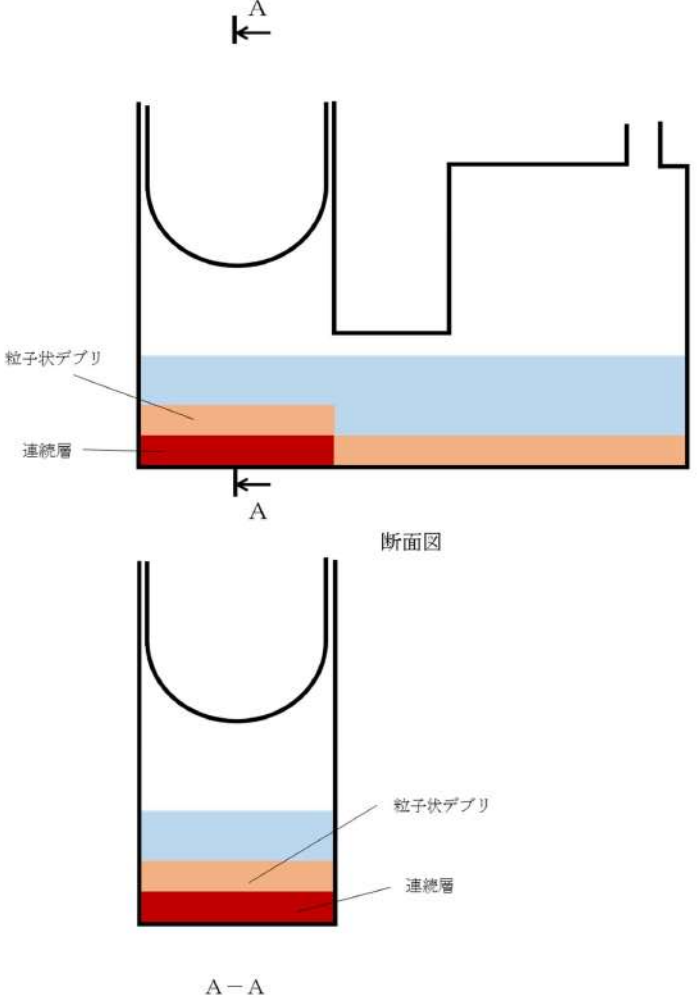
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

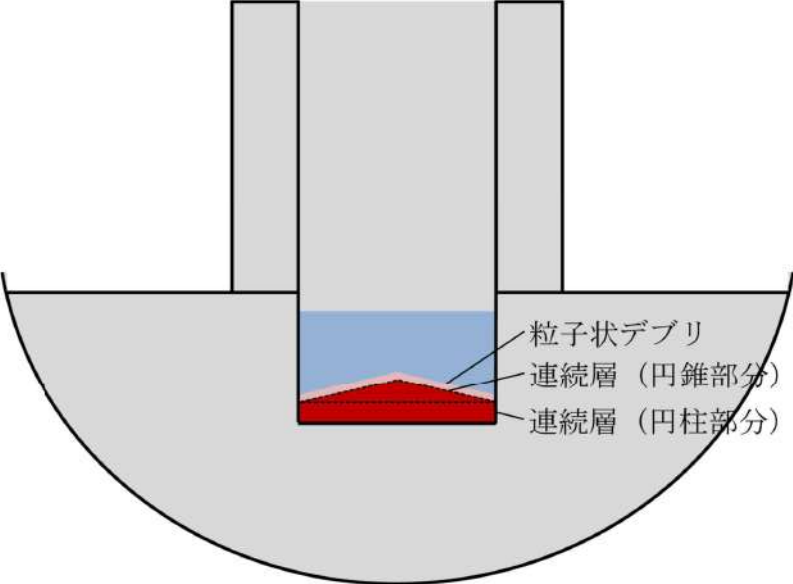
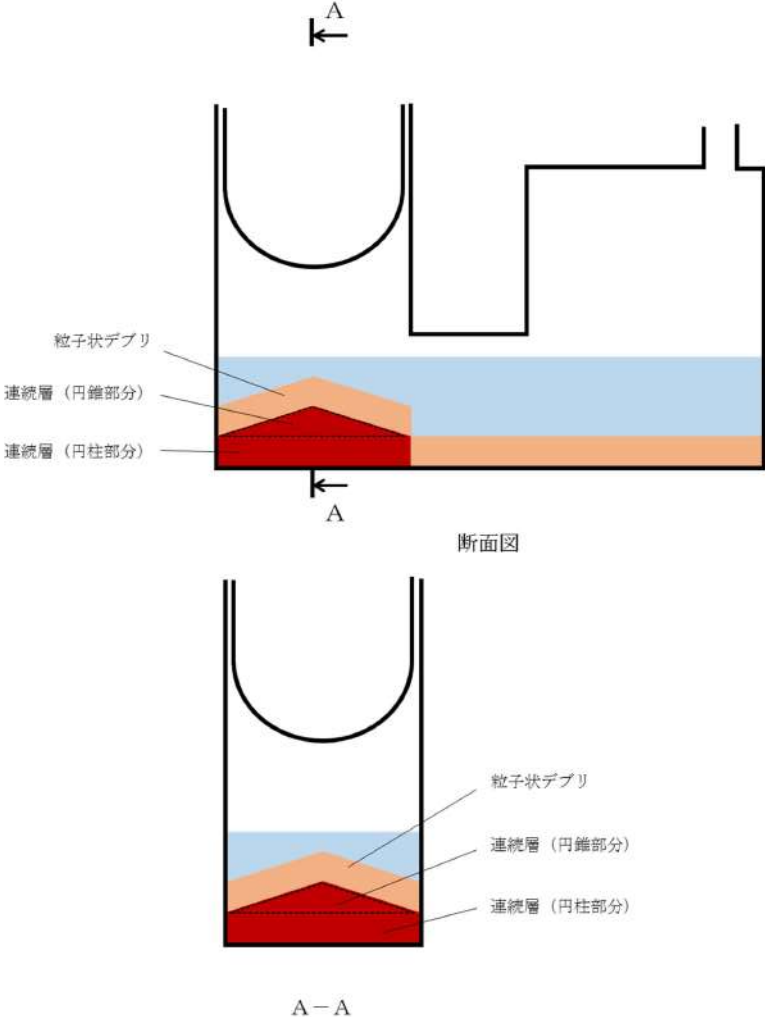
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・粒子状デブリについては、連続層の上に一様に堆積すると仮定して求める。</p> <p>・溶融炉心の堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。</p> <p>なお、溶融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による格納容器下部水位変化への影響は小さく、溶融炉心露出までの時間への影響は小さい。</p> <p>※PULiMS 実験のうち、溶融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740mm×560mm となっている（表 1、図 3）。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、ポロシティや圧力容器ベドスタル内構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。</p> <p>PULiMS 実験は溶融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。連続層と粒子状デブリを含めた全体をアスペクト比 1:16 とするため、本評価では円柱上に円錐が堆積した形状の連続層の上に粒子状デブリが一様に堆積する形状を仮定する。</p> <p>(3)溶融炉心の冠水評価</p> <p>溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発した際の水位低下量評価を行った。その結果、不確かさを考慮した溶融炉心の堆積高さ約 2.32m まで水位が低下するまでの時間は、RPV 破損から約 76 分後であり、RPV の破損を判断し、格納容器下部注水操作をするために十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>[1] A.Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).</p>	<p>・粒子状デブリについては、原子炉下部キャビティ床面に連続層の上から一様に堆積すると仮定して求める。</p> <p>・溶融炉心の堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。</p> <p>なお、溶融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による原子炉下部キャビティ水位変化への影響は小さく、溶融炉心露出までの時間への影響は小さい。</p> <p>※PULiMS 実験のうち、溶融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740 mm×560 mm となっている（表 1、図 3）。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、空隙率や炉内及び原子炉下部キャビティ内の構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。</p> <p>PULiMS 実験は溶融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。本評価では、デブリ堆積高さを高くするため、連続層は原子炉下部キャビティ床面のうち、原子炉容器直下の円形部に、円柱状の上にアスペクト比 1:16 の円錐が堆積し、その上に粒子状デブリが原子炉下部キャビティ床面全面に堆積する形状を仮定する。</p> <p>[1] A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).</p>	<p>相違理由</p> <p>運用の相違</p> <p>・泊ではスプレイにより連続的に下部キャビティに水張を行うため、溶融炉心落下後に下部注水が行われなかった場合の記載は不要</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)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="443 1045 750 1077">図1 熔融炉心堆積形状</p>	 <p data-bbox="1400 1260 1624 1292">図1 熔融炉心堆積形状</p>	<p data-bbox="1971 478 2072 502" style="color: red;">設計の相違</p>

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="340 1107 864 1137">図2 溶融炉心堆積形状 (不確かさ考慮)</p>	 <p data-bbox="1319 1331 1686 1361">図2 溶融炉心堆積形状 (不確かさ考慮)</p>	<p data-bbox="1975 376 2069 400">設計の相違</p>

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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

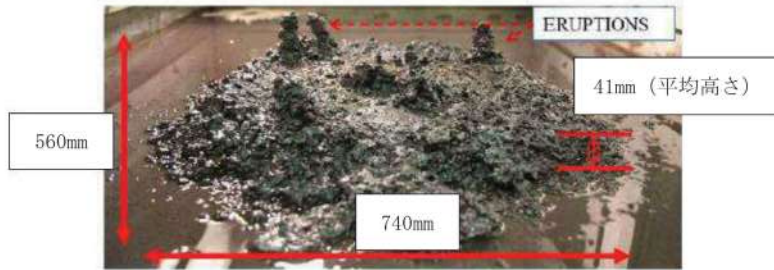


図3 PULiMS 実験結果 (E4) [1]

表1 PULiMS 実験条件と結果 [1]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size x x y, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size x x y, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210



図3 PULiMS 実験結果 (E4) [1]

表1 PULiMS 実験条件と結果 [1]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size x x y, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size x x y, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

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）

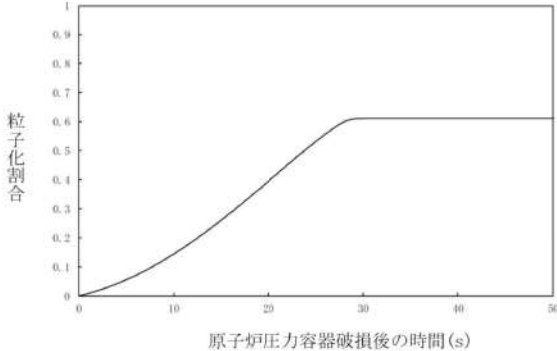
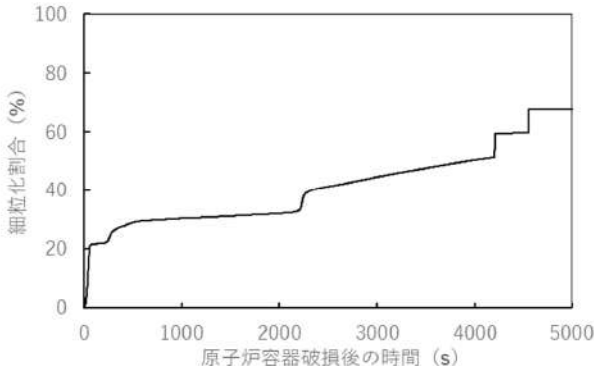
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価）

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;">【女川の添付資料3.3.3の別紙を抜粋】</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">粒子化割合の評価</p> <p>RPV 破損時に流出する溶融炉心の粒子化割合を以下の Ricou-Spalding 式によって評価している。本相関式は、MAAP においても実装されている。</p> $d_a = d_{a0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_d} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$ $\Phi_{ent} = \frac{d_{d1,0}^2 - d_{d1}^2}{d_{d1,0}^2}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> Φ_{ent} : 粒子化割合 E_0 : エントレインメント係数 ΔH_{pool} : プール水深 (m) d_{d1} : プール底部における溶融炉心ジェット径 (m) $d_{d1,0}$: 気相部落下を考慮した水面における溶融炉心ジェット径 (m) ρ_{dj} : 溶融炉心ジェット密度 (kg/m³) ρ_w : 水密度 (kg/m³) <p>評価条件は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器下部水位：3.67m ・ 溶融炉心ジェット密度：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（RPV 破損直後は約 8100kg/m³） ・ 気相部落下距離：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（RPV 破損直後は、6.33m） ・ エントレインメント係数：MAAP 推奨値である <p>以上により評価した結果、粒子化割合（全溶融炉心重量に対する比）は約 61.1%となる（図 1 参照）。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">細粒化割合の評価</p> <p>溶融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学（KTH）の解析研究により得られた凝集モードマップ¹⁴に基づく、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャビティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心がケーキ状に堆積する。ここでは、細粒化に伴い発生した粒子が堆積することを想定し、原子炉容器破損時に流出する溶融炉心の冷却材中での細粒化割合を以下の Ricou-Spalding 式によって評価している。本相関式は、MAAP においても実装されている。</p> $d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$ $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> Φ_{ent} : 細粒化割合 E_0 : エントレインメント係数 ΔH_{pool} : プール水深 (m) d_{dj} : プール底部における溶融炉心ジェット径 (m) $d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面における溶融炉心ジェット径 (m) ρ_{dj} : 溶融炉心ジェット密度 (kg/m³) ρ_w : 水密度 (kg/m³) <p>評価条件は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉下部キャビティ水位：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 1.5 m） ・ 溶融炉心ジェット密度：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 8800 kg/m³） ・ 気相部落下距離：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 3.4 m） ・ エントレインメント係数：MAAP 推奨値である <p>以上により評価した結果、細粒化割合（全溶融炉心重量に対する比）は約 68%となる（図 1 参照）。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 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。 </div>	<p>記載表現の相違</p> <p>溶融炉心堆積の考え方の相違</p> <p>解析条件、結果の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における熔融炉心の冠水評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="398 579 808 608">図1 熔融炉心粒子化割合の変化</p>	 <p data-bbox="1368 614 1671 639">図1 熔融炉心細粒化割合の変化</p> <p data-bbox="1061 683 1180 707"><参考文献></p> <p data-bbox="1061 718 1960 774">[1] P. Kudinov and M. Davydov "PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT", NURETH14-543</p>	<p data-bbox="1973 204 2105 228">解析結果の相違</p> <p data-bbox="1973 683 2105 707">参考文献の追加</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 (添付資料3.5.2 原子炉下部キャビティ室への熔融炉心落下後における格納容器の閉じ込め機能について)

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 style="text-align: center;">添付資料3.5.2</p> <p style="text-align: center;">大飯3, 4号炉 原子炉下部キャビティ室への熔融炉心落下後における 格納容器の閉じ込め機能について</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 熔融炉心落下による格納容器閉じ込め機能への影響 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 プレストレストコンクリート製格納容器の構造 2.2 熔融炉心落下により想定される格納容器ライナの破損 2.3 格納容器ライナ破損時の閉じ込め機能への影響 3. リークパスを仮定した場合の閉じ込め機能への影響 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 貫通リークパスを想定した場合の漏えい量試算 3.2 有効性評価における Cs-137 放出量評価への影響検討 4. さらなる安全性向上対策としての防護壁設置 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 熔融炉心の拡がり挙動 4.2 防護壁仕様に対する検討 4.3 防護壁の構造及び機能・性能 4.4 防護壁設置工事の環境 5. まとめ 6. 参考文献 <p style="text-align: center;">(以降、省略)</p>	<p style="text-align: center;">【該当資料無し】</p>	<p>※大飯の CV 型式は FCCV であり、鋼製 CV である泊、高浜とは MCCI による影響、対策が異なるため大飯は添付資料にて CV 閉じ込め機能及び防護壁に関して記載している。泊は不確かさを考慮しても CV 閉じ込め機能が維持されるため、本資料は作成していない (伊方と同様)</p>