

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE722-9 r. 4.0
提出年月日	令和4年8月31日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

令和4年8月
北海道電力株式会社

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
------------	---------	------------	-------------	-------

比較結果等をとりとまとめた資料

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. 大阪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. 大阪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. 大阪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

・泊と大阪、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「差異の説明」欄に差異理由を記載しているプラントを【大阪】【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	大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	差異の説明
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機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。			差異なし
格納容器破損防止対策（短期対策）	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。			差異なし

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）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
------------	---------	------------	-------------	-------

2-3) 有効性評価の主な項目 (2 / 2)

項目	大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	差異の説明
格納容器破損防止対策 (長期対策)	原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	原子炉格納容器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。	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、並びに原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大阪、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	「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」			差異なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	<u>1次冷却材圧力</u> ：原子炉容器破損に至る事象発生の約 7.1 時間後における1次冷却材圧力は約 1.8MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回る。	<u>1次冷却材圧力</u> ：原子炉容器破損に至る事象発生の約 8.0 時間後における1次冷却材圧力は約 1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減される。	<u>1次冷却材圧力</u> ：原子炉容器破損に至る事象発生の約 7.8 時間後における1次冷却材圧力は約 1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下を下回る。	解析結果の相違

2-4) 主な差異

・泊、大阪、高浜のプラント設備の相違による差異以外で、上記 2-3) に記載した事項以外の主な差異はない

2-5) 差異の識別の省略

- PDS (泊) ⇔プラント損傷状態 (大阪、高浜)
- 1次系 (泊、高浜) ⇔1次冷却系 (大阪)
- 2次系 (泊、高浜) ⇔2次冷却系 (大阪)
- 開放 (泊、高浜) ⇔開・開処置・開操作 (大阪)
- 作動 (泊、高浜) ⇔動作 (大阪)
- 炉心溶融 (開始) (泊) ⇔炉心損傷 (大阪、高浜)

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重量して、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次冷却系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p>	<p>7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるPDSは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TEI、TED、SEI、TEW、SLW、SLI及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重量して、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p>	<p>3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重量して、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損前までに1次系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p>	<p>3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおりTQUX、長期TB、TBD、TBU及びS2Eである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重量する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、溶融炉心、水蒸気及び水素の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損前までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって、格納容器の破損を防止する。</p>	

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

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対しては、原子炉格</p>	<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対しては、原子炉格</p>	<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対しては、原子炉格</p>	<p>また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）によって、格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタ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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対しては、原子炉圧力</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・他事象に合わせ て長期対策の記載を追加（伊方と同様）</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>納容容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を行う対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレィによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.2 格納容器過温破損」と同様であ</p>	<p>納容容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレィによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様であ</p>	<p>納容容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ、並びに原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレィによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.2 格納容器過温破損」と同様であ</p>	<p>が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の環境条件を緩和する観点から原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下のa. からj. に示すとともに、a. からj. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.2.1表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下のa. からg. である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故</p>	<p>【大阪、高浜】設計の相違</p> <p>・代替格納容器スプレィに関しては、大阪、高浜は燃料取替用水ピット（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ィポンプを使用し、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ィを継続する</p> <p>【大阪、高浜】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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>る。</p>	<p>ある。</p>	<p>る。</p>	<p>等対策の概略系統図を第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に、対応手順の概要を第 3.2.5 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2.1 図及び第 3.2.2 図である。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計 30 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長 1 名、発電副長 1 名及び運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は 6 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は 17 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2.6 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30 名で対処可能である。</p> <p>a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生した場合、同時に外部電源喪失が発生したことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するた</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため要員や手順等を記載している</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>めに必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高压・低压注水機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低でECCS等の自動起動信号が発生するが、全てのECCS等が機能喪失^{※1}していることを確認する。</p> <p>ECCS等機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。</p> <p>※1 ECCS等による注水ができない状態。高压炉心スプレイ系、低压炉心スプレイ系、残留熱除去系（低压注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系並びに自動減圧系の機能喪失に伴い低压炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低压注水モード）による原子炉注水ができない場合を想定。</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。</p> <p>炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッションチェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）で</p>	

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

7.2.2 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>ある。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内の pH 調整のため薬品注入の準備を行う。格納容器内の pH を 7 以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。</p> <p>なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）である。</p> <p>e. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 20% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力等である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>弁（自動減圧機能）の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.1）</p> <p>f. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水^{※2}を実施する。また、ドライウエル水位がドライウエル床面より0.23m上に水位があることを表すランプが点灯した時点で停止する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、原子炉格納容器下部水位等である。</p> <p>※2 格納容器下部注水を原子炉格納容器代替スプレイ冷却系にて実施することにより、格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部破損に至るまでの間、逃がし安全弁（自動減圧機能）は原子炉減圧機能を維持できる。</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>g. 原子炉圧力容器破損確認</p> <p>原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温等を継続監視する。</p> <p>格納容器下部水温の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエル圧力の急激な上昇、格納容器下部の雰囲気温度の急激な低下、格納容器内水素濃度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器の破損を判断する。</p> <p>これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移することで原子力圧力容器破損を再確認する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、原子炉格納容器下部温度等である。</p> <p>h. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)による格納容器下部注水により、ドライウエル水位にてドライウエル床面より 0.02m 上に</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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

7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>レイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却時に、格納容器圧力が0.540MPa[gage]まで降下した場合又はドライウェル温度が150℃以下に低下した場合、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却（間欠運転）を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル圧力、ドライウェル温度、原子炉格納容器代替スプレイ流量等である。</p> <p>j. 代替循環冷却系による熔融炉心冷却及び格納容器除熱^{※3}</p> <p>原子炉補機代替冷却水系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備を開始する。代替循環冷却系の運転準備が完了した後、原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系による熔融炉心冷却及び格納容器除熱を開始するとともに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水を停止する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却ポンプ出口流量及び残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）を用いて原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作する</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高压で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプ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、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「3.1.2 格納容器過温破損」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、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高压で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シ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、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「7.2.1.2 格納容器過温破損」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、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高压で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプ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、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「3.1.2 格納容器過温破損」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、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	<p>事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高压の状態で破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階でECCSである低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧回路が作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われ</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・差異理由は前述どおり（3ページ参照）</p> <p>【大阪、高浜】 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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>・燃料被覆管変形</p> <p>・沸騰・ボイド率変化</p> <p>・気液分離・対向流</p> <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"> ・1次冷却系における構造材との熱伝達 ・1次冷却系における蓄圧タンク注入 ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・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原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用 ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 	<p>・燃料被覆管変形</p> <p>・沸騰・ボイド率変化</p> <p>・気液分離・対向流</p> <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"> ・1次冷却系における構造材との熱伝達 ・1次冷却系における蓄圧タンク注入 ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における1次側、2次側の熱伝達 ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における2次側水位変化、ドライアウト ・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内における溶融燃料－冷却材相互作用 ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 	<p>・燃料被覆管変形</p> <p>・沸騰・ボイド率変化</p> <p>・気液分離・対向流</p> <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"> ・1次冷却系における構造材との熱伝達 ・1次冷却系における蓄圧タンク注入 ・加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における1次側、2次側の熱伝達 ・蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流） ・蒸気発生器における2次側水位変化、ドライアウト ・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内における原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用 ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 	<p>ている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム－水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧回路は低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系がともに機能喪失している状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シナジェンシに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シナジェンシへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シナジェンシへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪】 記載表現の相違</p>

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

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>全弁（自動減圧機能）の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同様のシナシナへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示</p>	<p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示す</p>	<p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>(添付資料 3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。なお、以下に示</p>	<p>防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シナリオでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉压力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）並びに炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション、原子炉压力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉压力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達及び原子炉压力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心の挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.2.2表に示す。また、主要な解析条件</p>	

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

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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3.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</p>	<p>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7.2.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.2.1)</p>	<p>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3.2.1.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1)</p>	<p>について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。さらに原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない※5ものとする。</p> <p>これは、原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※5 原子炉圧力容器破損前における低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）による原子炉注水の機能喪失を想定する。原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）等、原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p>	<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため解析条件に記載している</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) リロケーション 炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p>	<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) リロケーション 炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p>	<p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) リロケーション 炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p>	<p>本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定する。</p> <p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 水素及び酸素の発生 水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。</p> <p>なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を基に評価するものとし「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</p>	

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

7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(b) 原子炉容器破損 最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	<p>(b) 原子炉容器破損 最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	<p>(b) 原子炉容器破損 最大歪みを超えた場合に破損するものとする。</p>	<p>(b) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、原子炉水位低（レベル2）到達時に停止するものとする。</p> <p>(c) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設） 原子炉圧力容器の破損前に、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により、88m³/hで格納容器内にスプレイし、ドライウエル水位が0.23mに到達するまで水張りを実施するものとする。</p> <p>(e) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ） 原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が格納容器下部に落下した後は、熔融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、50m³/hにて格納容器下部に注水を行うものとする。</p> <p>(f) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型） 格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、88m³/hにて格納容器内にスプレイする。</p> <p>(g) 代替循環冷却系^{※6} 代替循環冷却系の循環流量は、全体で150m³/hとし、原子炉注水へ50m³/h、格納容器スプレイへ</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>100m³/hにて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>※6 本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に原子炉補機代替冷却水系の設計値を用いる。</p> <p>(h) 原子炉補機代替冷却水系 代替循環冷却系から原子炉補機代替冷却水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき 14.7MW（サプレッションプール水温 150℃、海水温度 26℃において）とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおりに設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（ECCS等）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、原子炉圧力容器</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため解析条件を記載している</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、ドライウエルの水位が 0.23m に到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）は、原子炉圧力容器破損以降、ドライウエル水位が 0.02m まで低下した場合に開始し、0.23m に到達した場合に停止することで水位を維持する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 0.640MPa[gage]に到達した場合に開始する。</p> <p>なお、格納容器スプレイは原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から 24 時間後に停止するものとする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作^{※7}は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮し、事象発生から 24 時間後から開始するものとする。</p> <p>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する。</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			<p>(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出[※]されるものとする。</p> <p>※8 セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>c. 格納容器内に放出された Cs-137については、格納容器スプレイやサブレッションチェンバ内のプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>なお、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。</p> <p>(b) 非常用ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率0.5回/日相当を考慮する。</p>	

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

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.2 格納容器過温破損」の第3.1.2.4図及び第3.1.2.5図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次冷却系パラメータの変化を第3.2.1図及び第3.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.2.2(3)a. 事象進展」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始する。1次冷却系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」の第7.2.1.2.4図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次系パラメータの推移を第7.2.2.1図及び第7.2.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.1時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸気により</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.2 格納容器過温破損」の第3.1.2.2.1図及び第3.1.2.2.2図と同様である。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである1次冷却材圧力等の1次系パラメータの変化を第3.2.2.1図及び第3.2.2.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生後、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約3.0時間後に炉心溶融に至る。</p> <p>さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生の約3.1時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始する。1次系の減圧に伴い、蓄圧注入が開始され、溶融炉心と原子炉容器下部プレナム水との反応で発生する蒸</p>	<p>なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料3.2.3)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）、格納容器圧力、格納容器温度、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及び注水流量の推移を第3.2.7図から第3.2.13図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（ECCS等）が機能喪失し、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ことから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約43分後に炉心損傷に至る。</p> <p>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（事象発生から約43分後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を手動で開放することで、原子炉急</p>	<p>【高浜】 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）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>生ずる蒸気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生約7.1時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。 (添付資料 3.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開操作可能である。その後、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開状態を維持できる。 (添付資料 3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p>	<p>加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生約8.0時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。 (添付資料 7.2.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生約3.3時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開放可能である。その後、加圧器逃がし弁の開放による1次系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。 (添付資料 7.2.1.2.2、7.2.1.2.3、7.2.1.2.4)</p>	<p>気により加圧されるが、下部プレナム水が喪失することにより、再び減少に転じ、事象発生約7.8時間後に原子炉容器破損に至り、その時点の1次冷却材圧力は低く抑えられる。 (添付資料 3.1.1.13)</p> <p>なお、加圧器安全弁が動作している事象発生約3.1時間後までは、加圧器逃がし弁及び安全弁の最高使用温度を下回ることから、加圧器逃がし弁は確実に開放可能である。その後、加圧器逃がし弁の開放による1次系強制減圧を開始すると同時に、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。しかし、応力による構造材の変形等による流路閉塞はなく、流路はわずかに広がる方向であること、また、弁駆動部のダイヤフラムは高温蒸気が直接接触する部材から離れており、熱的損傷に伴う制御用空気等の漏えいによるフェイルクローズの懸念はないことを確認していることから、熱的影響を考慮しても加圧器逃がし弁の開放状態を維持できる。 (添付資料 3.1.2.2、3.1.2.3、3.1.2.4)</p>	<p>速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）及び代替循環冷却系による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約4.3時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から約2.5時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉圧力容器破損前の格納容器下部への水張りを開始する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による注水流量を88m³/hとし、ドライウエル水位が0.23mに到達するまで注水を実施する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部の水位約3.8mの水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起り、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）により格納容器下部に50m³/hの注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却する。</p> <p>崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、最大圧力は約</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第 3.2.1 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約 7.1 時間後における1次冷却材圧力は約 1.8MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る。</p> <p>なお、1次冷却系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.2.2.1 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約 8.0 時間後における1次冷却材圧力は約 1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減される。</p> <p>なお、1次系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破損ま</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>1次冷却材圧力は第 3.2.2.1 図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生の約 7.8 時間後における1次冷却材圧力は約 1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>なお、1次系強制減圧に成功し、2.0MPa[gage]以下で溶融炉心が放出された場合であっても、原子炉下部キャビティ区画の下部に重要機器は存在せず、溶融炉心が原子炉格納容器本体壁に流出する経路に、直接的に通じる経路はない。さらに、原子炉容器破</p>	<p>0.640MPa[gage]、最高温度は約 180℃となる。</p> <p>事象発生から 24 時間が経過した時点で、原子炉補機代替冷却水系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>なお、事象発生から約 4.3 時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を通過してサブプレッションチェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p>(添付資料 3.2.2)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力は約 0.1MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>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(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p>	<p>【大阪、高浜】 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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>破損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料3.2.1)</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シーケンスと「3.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「3.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子</p>	<p>でに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料7.2.2.1)</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)及び(7)に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シーケンスと「7.2.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「7.2.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子</p>	<p>損までに原子炉下部キャビティに十分な水位を確保できること、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスして1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下近傍で停滞することから、多くの溶融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下する過程で冷却されて床面に堆積し、原子炉格納容器本体壁や支持構造物等の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>(添付資料3.2.1)</p> <p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」のa.、b.及びg.に示す評価項目並びに原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態の維持については、本評価事故シーケンスと「3.1.2 格納容器過温破損」の評価事故シーケンスが同一であることから「3.1.2 格納容器過温破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>c.に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>e.及びh.に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による</p>	<p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、格納容器下部に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)か</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p> <p>【大阪】 記載表現の相違</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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>炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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>ら(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、選定された評価事故シ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(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 $1.2 \times 10^{-1} \text{TBq}$（7日間）となり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 $1.3 \times 10^{-1} \text{TBq}$（30日間）及び約 $1.3 \times 10^{-1} \text{TBq}$（100日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>（添付資料 3.5.1, 3.2.3, 3.2.4）</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

7.2.2 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶解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、炉心溶解開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作及び炉心溶解開始の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>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、また、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶解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、炉心溶解開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁開放操作及び炉心溶解開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、また、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶解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、炉心溶解開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁開放操作及び炉心溶解開始の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>場合の本格格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶解炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORRA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶解開始時間及び炉心下部プレナムへの溶解炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを</p>	<p>【大阪、高浜】 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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉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原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。</p> <p>このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析によりデブリジェット径等の原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度が</p>	<p>位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは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より原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間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FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、炉心下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与</p>	

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

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管</p>	<p>確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低</p>	<p>小さいことが確認されており、また、原子炉容器内の溶融炉心－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪</p>	<p>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、原子炉炉圧力容器内FCIを操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、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炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次冷却系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析</p>	<p>下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価</p>	<p>みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>加圧器における冷却材放出に係る解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価されており、1次冷却材圧力に対する感度が小さく、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確か</p>	<p>(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.2.5)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORRA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</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</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点での1次</p>	<p>さが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るといふ挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、感度解析により、デブリジェット径等の原子炉容器内の溶融燃料－冷却材相互作用による原子炉容器破損時点</p>	<p>確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。</p> <p>このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器内における原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、炉心下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小</p>	<p>冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>での1次冷却材圧力に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.5)</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>さい。</p> <p>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入開始後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容</p>	<p>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態等により原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部ブ</p>	<p>感度解析の結果、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。本評価事故シーケンスにおいては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力の挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成による1次冷却材の加圧現象、加圧器逃がし弁から蒸気放出による1次冷却材の減圧現象、並びに溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。1次冷却材の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態となるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞し、その後は加圧器逃がし弁からの放出分だけ低下していく。</p> <p>また、圧カスパイク発生後の1次冷却材の減圧挙動について、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却材の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却材の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が短時間に大きく現れる組合せと、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出流量が小さくなるような組合せについても考慮し、感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容</p>		

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

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び恒設代替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>レナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p>	<p>器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらないため、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.1.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱(標準値)及び蓄圧タンク保持圧力、並びに標準値として設定しているヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量、格納容器再循環ユニットの除熱特性及び加圧器逃がし弁個数に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</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加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び恒設代替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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33Gwd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31Gwd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、発生する蒸気量は少</p>	<p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊号は個別解析のため、標準値に係る記載をしない(大阪と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心溶融は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心溶融開始又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び恒設代替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。また、蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心損傷は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心損傷又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施すること）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>初期条件の原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。 （添付資料3.2.5）</p>	<p>【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（大阪と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(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</p>	<p>格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却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</p>	<p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、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>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、解析条件で設定している個数よりも多くなるため、加圧器逃がし弁の開放時における放出流量が大きく、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅が大きくなるが、代替格納容器スプレイにより上昇は抑制される。また、原子炉格納容器への放出エネルギーの総量は加圧器逃がし弁の個数によらないため、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動への影響はわずかであり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</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</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は大阪、高浜と同様に粗フィルタを取り外した状態で感度解析を実施しているため、感度解析における評価条件を明確化する（伊方と同様）</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（大阪と同様）</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確値(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第3.2.3図に示すとおり、1次冷却系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このた</p>	<p>より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確値(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.3図に示すとおり、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このため、原子炉容器破損時の1次冷</p>	<p>熱より小さくなるため、事象進展が遅くなり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>また、ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、事象進展が遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、2次系からの冷却により事象進展が遅くなる。したがって、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>蓄圧タンク保持圧力を最確値とした場合、解析条件で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入の開始が早くなり、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する影響が考えられることから、蓄圧タンク保持圧力を最確値(4.4MPa[gage])とした感度解析を実施した。その結果、第3.2.3.1図に示すとおり、1次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁開放後の1次冷却材圧力が若干高く推移するものの、一方でサブクール水と蒸発による炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損が遅くなる。このた</p>	<p>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、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.2.5)</p>	<p>【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(大阪と同様)</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>め、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.7MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.2.2)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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</p>	<p>却材圧力は約1.4MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.2.2)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に</p>	<p>め、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は約1.4MPa[gage]で、2.0MPa[gage]を下回っており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.2.2)</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁個数を最確値とした場合、解析条件で設定している個数よりも多くなるため、加圧器逃がし弁の開放時における放出流量が大きく、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>b. 操作条件</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</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</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</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・差異理由は前述のとおり(38ページ参照)</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・(a) 運転員等操作時間に与える影響に合わせて考察を追加</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(大阪と同様)</p>

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

7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響 本評価事故シ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、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響 本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響 本評価事故シ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、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>た、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達時（事象発生から約43分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達するまでには事象発生から約43分の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、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。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達時を設定している。運転員等操作時</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため運転員等操作時間に与える影響について記載している</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「3.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃が</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放した場合の感度解</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放</p>	<p>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る。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度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。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.5）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>し弁を開操作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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次冷却系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第3.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.7MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次冷却系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作</p>	<p>析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開放操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.2.4図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で除した値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次系強制減圧操作を開始しても、1次系減圧挙動は、基本ケース</p>	<p>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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、実際の操作においては、準備が完了した段階で1次系強制減圧操作を実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。このため、加圧器逃がし弁開放操作の開始を10分早めた場合の感度解析を実施した。その結果、第3.2.3.2図に示すとおり、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っていることを確認した。この場合、基本ケースより早期に1次系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ただし、この場合でも、基本ケースと同様、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞する。加圧器逃がし弁の臨界流量は、冠水炉心の崩壊熱を、水の蒸発潜熱で割った値に近似でき、この時、冠水炉心の崩壊熱が加圧器逃がし弁の臨界流量相当になる炉心水位より水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却材圧力が上昇することで蓄圧注入が停止し、水位が下がれば、蒸気生成量が減少することで1次冷却材圧力が低下し、蓄圧注入が再開する挙動となる。したがって、10分早く1次系強制減圧操作を開始</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料3.2.5)</p>	<p>【大阪】 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）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>を開始しても、1次冷却系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えられ。しかしながら、1次冷却系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6、3.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</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>加圧器逃がし弁の開操作に対する操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第3.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.9MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、炉心溶融開始から20分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>と同等と考えられる。一方、10分早く1次系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えられ。しかしながら、1次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.2.6、7.2.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</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>加圧器逃がし弁の開操作に対する操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.2.5図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、20分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>しても、1次系減圧挙動は、基本ケースと同等と考えられる。一方、10分早く1次系強制減圧操作を開始することに伴い、基本ケースと比較して、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えられ。しかしながら、1次系強制減圧の早期開始に伴い、蓄圧注入が早まることで炉心冷却が促進され、その結果、原子炉容器破損が遅れることにより、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は低下することから、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始時間の不確かさを考慮しても、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回ると考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.2.6、3.2.3)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</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>加圧器逃がし弁の開操作に対する操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開操作の開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第3.2.3.3図に示す。その結果、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っているため、20分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.3時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の</p>	<p>【大阪、高浜】 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）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影</p>	<p>初期水張り)については、原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.2.5)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述 とおり（3 ページ 参照）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 r4.0

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>響はない。 (添付資料 3.2.4、3.2.5)</p>	<p>はない。 (添付資料7.2.2.4)</p>	<p>響はない。 (添付資料 3.2.2)</p>		

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において必要な水源、燃料及び電源は「7.2.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において必要な水源、燃料及び電源は「3.1.2 格納容器過温破損」と同様である。</p>	<p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における重大事故等対策時に必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／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>(添付資料3.2.6)</p> <p>a. 水源</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、合計約590m³必要となる。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m³及び淡水貯水槽に約10,000m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サプレッションチェンバ内のプール</p>	<p>【大阪、高浜】 評価条件の相違 ・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阪、高浜とは評価条件が異なる（伊方、女川と同様）</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため必要な資源の評価について記載している</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>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「3.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレー、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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>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「7.2.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>発電所災害対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、代替格納容器スプレーポンプを用いた代替格納容器スプレー及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>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「3.1.2 格納容器過温破損」、放射性物質の総放出量については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレー、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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>【大阪、高浜】 要員名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文書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>【大阪、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>

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

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																		
			<p style="text-align: center;">第 3.5.1 表 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等分類について (1/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機及び機組</th> <th colspan="2">注</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>電圧設備</th> <th>電線設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高压電機器具及び原子炉システム機組</td> <td style="background-color: #cccccc;">-</td> <td style="background-color: #cccccc;">-</td> <td>・電機器具の電気的な接続状態、原子炉冷却回路機器（LOC）又は各冷却回路の電機器具が発生する原子炉システムとは異なることを確認する。また、機組内の異なる電機器具は原子炉冷却回路（LO）機器と区別され、同様に電機器具の発生したことを確認する。</td> </tr> <tr> <td>高圧配管システムによる原子炉内圧力増加機組</td> <td style="background-color: #cccccc;">-</td> <td style="background-color: #cccccc;">-</td> <td>・高圧配管システムの過剰な圧力増加が、原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却回路機組</td> <td style="background-color: #cccccc;">-</td> <td style="background-color: #cccccc;">-</td> <td>・高圧配管システムの過剰な圧力増加により原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。また、機組内の異なる電機器具は原子炉冷却回路（LO）機器と区別され、同様に電機器具の発生したことを確認する。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※「重大事故等」の分類は、当該事故等が原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。</p> <p style="font-size: x-small;">※ 上記各表による原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。また、機組内の異なる電機器具は原子炉冷却回路（LO）機器と区別され、同様に電機器具の発生したことを確認する。</p>	機及び機組	注		備考	電圧設備	電線設備	高压電機器具及び原子炉システム機組	-	-	・電機器具の電気的な接続状態、原子炉冷却回路機器（LOC）又は各冷却回路の電機器具が発生する原子炉システムとは異なることを確認する。また、機組内の異なる電機器具は原子炉冷却回路（LO）機器と区別され、同様に電機器具の発生したことを確認する。	高圧配管システムによる原子炉内圧力増加機組	-	-	・高圧配管システムの過剰な圧力増加が、原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。	原子炉冷却回路機組	-	-	・高圧配管システムの過剰な圧力増加により原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。また、機組内の異なる電機器具は原子炉冷却回路（LO）機器と区別され、同様に電機器具の発生したことを確認する。	<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 手順等については、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している。
機及び機組	注		備考																			
	電圧設備	電線設備																				
高压電機器具及び原子炉システム機組	-	-	・電機器具の電気的な接続状態、原子炉冷却回路機器（LOC）又は各冷却回路の電機器具が発生する原子炉システムとは異なることを確認する。また、機組内の異なる電機器具は原子炉冷却回路（LO）機器と区別され、同様に電機器具の発生したことを確認する。																			
高圧配管システムによる原子炉内圧力増加機組	-	-	・高圧配管システムの過剰な圧力増加が、原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。																			
原子炉冷却回路機組	-	-	・高圧配管システムの過剰な圧力増加により原子炉冷却回路機器（LOC）等の電機器具の故障を発生させる可能性があることを確認する。また、機組内の異なる電機器具は原子炉冷却回路（LO）機器と区別され、同様に電機器具の発生したことを確認する。																			

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明																								
			<p>第3.2.1表 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について(2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1563 231 1653 263">種別及び施設</th> <th data-bbox="1563 263 1653 406">手続</th> <th data-bbox="1563 406 1653 534">重要設備</th> <th data-bbox="1563 534 1653 662">重要機器</th> <th data-bbox="1563 662 1653 790">可搬型設備</th> <th data-bbox="1563 790 1653 917">計測設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1653 231 1780 263">過しし安全弁（自動減圧機能）の作動による原子炉急降圧</td> <td data-bbox="1653 263 1780 406"> 原子炉圧力容器（格納容器）内の過熱蒸気発生を抑制し、格納容器内の過熱蒸気発生を抑制する。 </td> <td data-bbox="1653 406 1780 534"> 過しし安全弁（自動減圧機能）* </td> <td data-bbox="1653 534 1780 662"> 過しし安全弁（自動減圧機能）* </td> <td data-bbox="1653 662 1780 790"> ー </td> <td data-bbox="1653 790 1780 917"> 原子炉圧力（S/A格納容器） 原子炉圧力（S/A） 原子炉圧力（S/A） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1780 231 1892 263">原子炉格納容器代替スプレッド（放射）による格納容器下部への注水</td> <td data-bbox="1780 263 1892 406"> 原子炉格納容器下部の注水を確保し、格納容器下部の注水を確保する。 </td> <td data-bbox="1780 406 1892 534"> 格納容器下部注水ポンプ* </td> <td data-bbox="1780 534 1892 662"> 格納容器下部注水ポンプ* </td> <td data-bbox="1780 662 1892 790"> ー </td> <td data-bbox="1780 790 1892 917"> 原子炉格納容器下部注水ポンプ 原子炉格納容器下部注水ポンプ </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1892 231 1995 263">格納容器への注水</td> <td data-bbox="1892 263 1995 406"> 格納容器への注水を確保し、格納容器への注水を確保する。 </td> <td data-bbox="1892 406 1995 534"> 格納容器下部注水ポンプ* </td> <td data-bbox="1892 534 1995 662"> 格納容器下部注水ポンプ* </td> <td data-bbox="1892 662 1995 790"> ー </td> <td data-bbox="1892 790 1995 917"> 原子炉格納容器下部注水ポンプ 原子炉格納容器下部注水ポンプ </td> </tr> </tbody> </table> <p>*1:過熱蒸気の発生と関係している設備は重大事故等対策に適用しているもの</p>	種別及び施設	手続	重要設備	重要機器	可搬型設備	計測設備	過しし安全弁（自動減圧機能）の作動による原子炉急降圧	原子炉圧力容器（格納容器）内の過熱蒸気発生を抑制し、格納容器内の過熱蒸気発生を抑制する。	過しし安全弁（自動減圧機能）*	過しし安全弁（自動減圧機能）*	ー	原子炉圧力（S/A格納容器） 原子炉圧力（S/A） 原子炉圧力（S/A）	原子炉格納容器代替スプレッド（放射）による格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部の注水を確保し、格納容器下部の注水を確保する。	格納容器下部注水ポンプ*	格納容器下部注水ポンプ*	ー	原子炉格納容器下部注水ポンプ 原子炉格納容器下部注水ポンプ	格納容器への注水	格納容器への注水を確保し、格納容器への注水を確保する。	格納容器下部注水ポンプ*	格納容器下部注水ポンプ*	ー	原子炉格納容器下部注水ポンプ 原子炉格納容器下部注水ポンプ	<p>【女川】 記載方針の相違 ・手順等については、泊、大飯、高浜は格納容器過熱破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>
種別及び施設	手続	重要設備	重要機器	可搬型設備	計測設備																							
過しし安全弁（自動減圧機能）の作動による原子炉急降圧	原子炉圧力容器（格納容器）内の過熱蒸気発生を抑制し、格納容器内の過熱蒸気発生を抑制する。	過しし安全弁（自動減圧機能）*	過しし安全弁（自動減圧機能）*	ー	原子炉圧力（S/A格納容器） 原子炉圧力（S/A） 原子炉圧力（S/A）																							
原子炉格納容器代替スプレッド（放射）による格納容器下部への注水	原子炉格納容器下部の注水を確保し、格納容器下部の注水を確保する。	格納容器下部注水ポンプ*	格納容器下部注水ポンプ*	ー	原子炉格納容器下部注水ポンプ 原子炉格納容器下部注水ポンプ																							
格納容器への注水	格納容器への注水を確保し、格納容器への注水を確保する。	格納容器下部注水ポンプ*	格納容器下部注水ポンプ*	ー	原子炉格納容器下部注水ポンプ 原子炉格納容器下部注水ポンプ																							

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

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明												
			<p>第3.2.1表 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">操作及び現象</th> <th style="width: 30%;">手順</th> <th style="width: 20%;">装置仕様</th> <th style="width: 20%;">設置設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却</td> <td> ・格納容器圧力が 0.610MPa[abs]に到達した場合、大容量送水ポンプ（タイプ1）を用いた原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。 ・格納容器圧力が 0.510MPa[abs]まで低下した場合は、又は外部送水圧力（約 2.0）に到達した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。 ・格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止する。また、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止する。 </td> <td> ガスタービン発電機駆動機 タンク </td> <td> ドライウェル圧力 圧力抑制装置 ドライウェル電圧 原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系 圧力抑制装置 </td> </tr> <tr> <td>代替格納容器冷却系による格納容器冷却</td> <td> ・代替格納容器冷却系による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。また、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。 </td> <td> 代替格納容器ポンプ サプレッションタンク タンク </td> <td> 代替格納容器ポンプ出口流量 圧力抑制装置 ドライウェル電圧 原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系 圧力抑制装置 ドライウェル圧力 圧力抑制装置 サプレッションタンク タンク </td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">* 1. 類似性の相違となっている設備を重大事故等対策設備に設置しているもの</p>	操作及び現象	手順	装置仕様	設置設備	原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	・格納容器圧力が 0.610MPa[abs]に到達した場合、大容量送水ポンプ（タイプ1）を用いた原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。 ・格納容器圧力が 0.510MPa[abs]まで低下した場合は、又は外部送水圧力（約 2.0）に到達した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。 ・格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止する。また、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止する。	ガスタービン発電機駆動機 タンク	ドライウェル圧力 圧力抑制装置 ドライウェル電圧 原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系 圧力抑制装置	代替格納容器冷却系による格納容器冷却	・代替格納容器冷却系による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。また、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。	代替格納容器ポンプ サプレッションタンク タンク	代替格納容器ポンプ出口流量 圧力抑制装置 ドライウェル電圧 原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系 圧力抑制装置 ドライウェル圧力 圧力抑制装置 サプレッションタンク タンク	<p>【女川】 記載方針の相違 ・手順等については、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>
操作及び現象	手順	装置仕様	設置設備													
原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却	・格納容器圧力が 0.610MPa[abs]に到達した場合、大容量送水ポンプ（タイプ1）を用いた原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。 ・格納容器圧力が 0.510MPa[abs]まで低下した場合は、又は外部送水圧力（約 2.0）に到達した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。 ・格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止する。また、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止する。	ガスタービン発電機駆動機 タンク	ドライウェル圧力 圧力抑制装置 ドライウェル電圧 原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系 圧力抑制装置													
代替格納容器冷却系による格納容器冷却	・代替格納容器冷却系による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。また、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却が停止した場合は、原子炉格納容器冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。	代替格納容器ポンプ サプレッションタンク タンク	代替格納容器ポンプ出口流量 圧力抑制装置 ドライウェル電圧 原子炉格納容器代替ハブレイ冷却系 圧力抑制装置 ドライウェル圧力 圧力抑制装置 サプレッションタンク タンク													

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

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉

第 3.2.1 表 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 電源喪失 格納容器冷却機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源喪失及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
事故条件	RCP シール部からの漏えい率 (初期) 約 4.5m ³ /h (1台当たり) (現象発生時からの漏えいを仮定)	WCAP-15003のシール部が健全な場合の漏えい率として1台当たり約 4.5m ³ /h (21EPM 相当)を設定。
	外部電源	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生によるシールドコウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

泊発電所3号炉

第 7.2.2.1 表 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
事故条件	RCP シール部からの漏えい率 (初期) 約 1.5m ³ /h (1台当たり) 口径約 0.2mm (約 0.07 インチ) (現象発生時からの漏えいを仮定)	定格圧力において約 1.5m ³ /h (1台当たり)相当となる。RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
	外部電源	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生によるシールドコウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

高浜発電所3/4号炉

第 3.2.1.1 表 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 補助給水機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内電源喪失及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
事故条件	RCP からの漏えい率 (初期) 約 1.5m ³ /h (1台当たり) (現象発生時からの漏えいを仮定)	定格圧力において約 1.5m ³ /h (1台当たり)相当となる。RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
	外部電源	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
	水素の発生	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生によるシールドコウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

女川原子力発電所2号炉

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失	原子炉冷却系の低下を想定し、外部電源喪失を設定。
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能が重大事故等対応設備による原子炉補機冷却機能の喪失	高圧注水機能として原子炉格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点で、高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失を設定。代替格納容器から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。
外部電源	外部電源なし	本評価条件シート上の事故時に用いるシールドコウム-水反応を考慮する観点で、水素発生によるシールドコウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。
高圧注水による配管等のクランプ緩弛や漏えい等による影響	考慮しない	高圧注水による配管等のクランプ緩弛や漏えい等による影響を考慮するものとして設定。

【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）

7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故）（3／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却ポンプ停止/電源喪失 (定格流量の 65%) (応答時間 0.6 秒)	トリップ設定値に許容誤差を考慮した低い値としてトリップ限界を設定。検出遅れ、信号発生遅延時間等を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保有水量) 26.0m ³ (1.1 基当たり) (最低保有水量)	炉心の注入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	95t(1.1 基当たり) (2 期)	最低の保有水量を設定。
加圧器過がし率	130mm ² /h	加圧器過がし率の設計値を設定。
代格納容器注水ポンプによる代格納容器注水レイアウト	3 基 1 基当たりの加熱特性： 100℃～約 165℃ 約 4.1MW～約 11.2MW	設計上期待できる値として設定。
格納容器内温度		設計値より小さい値を設定。
リロケーション		TMI 事故あるいはその他の燃料により得られた熱量に基づき設定。燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕状態に對し、健全性が維持される最大の値を設定。
原子炉停炉破損		燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。

第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故）（3／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却ポンプ停止/電源喪失 (定格流量の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に許容誤差を考慮した低い値としてトリップ限界を設定。検出遅れ、信号発生遅延時間等を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心の注入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.0m ³ (1.1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
加圧器過がし率	90t/h (1 期当たり) (2 期)	加圧器過がし率の設計値を設定。
代格納容器スプレイド注水による代格納容器注水レイアウト	100m ² /h 2 基 1 基当たりの加熱特性(100℃～約 155℃、約 3.0MW～約 8.5MW)	設計上期待できる値として設定。
格納容器内温度		組ファイルがある場合の格納容器内温度ユニット加熱特性の設計値として設定。
リロケーション		TMI 事故あるいはその他の燃料により得られた熱量に基づき設定。
原子炉停炉破損		燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。

第 3.2.1.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故）（3／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却ポンプ停止/電源喪失 (定格流量の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に許容誤差を考慮した低い値としてトリップ限界を設定。検出遅れ、信号発生遅延時間等を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.0m ³ (1.1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
加圧器過がし率	90t/h (1 期当たり) (2 期)	加圧器過がし率の設計値を設定。
代格納容器注水ポンプによる代格納容器注水レイアウト	140m ² /h 3 基 1 基当たりの加熱特性： 100℃～約 165℃、 約 1.6MW～約 8.1MW	設計上期待できる値として設定。
格納容器内温度		標準値として設計値より小さい値を設定。
リロケーション		TMI 事故あるいはその他の燃料により得られた熱量に基づき設定。燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。
原子炉停炉破損		燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉トリップ信号 (定格流量の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に許容誤差を考慮した低い値としてトリップ限界を設定。検出遅れ、信号発生遅延時間等を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.0m ³ (1.1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
加圧器過がし率	90t/h (1 期当たり) (2 期)	加圧器過がし率の設計値を設定。
代格納容器注水ポンプによる代格納容器注水レイアウト	140m ² /h 3 基 1 基当たりの加熱特性： 100℃～約 165℃、 約 1.6MW～約 8.1MW	設計上期待できる値として設定。
格納容器内温度		標準値として設計値より小さい値を設定。
リロケーション		TMI 事故あるいはその他の燃料により得られた熱量に基づき設定。燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。
原子炉停炉破損		燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。

注 本格納容器注水ポンプの注水率については原子炉トリップ信号発生後、30分以内に注水率を定格値に回復させる必要がある。注水率の回復は、原子炉トリップ信号発生後、30分以内に注水率を定格値に回復させる必要がある。

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉トリップ信号 (定格流量の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に許容誤差を考慮した低い値としてトリップ限界を設定。検出遅れ、信号発生遅延時間等を考慮して応答時間を設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心温度のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	26.0m ³ (1.1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
加圧器過がし率	90t/h (1 期当たり) (2 期)	加圧器過がし率の設計値を設定。
代格納容器注水ポンプによる代格納容器注水レイアウト	140m ² /h 3 基 1 基当たりの加熱特性： 100℃～約 165℃、 約 1.6MW～約 8.1MW	設計上期待できる値として設定。
格納容器内温度		標準値として設計値より小さい値を設定。
リロケーション		TMI 事故あるいはその他の燃料により得られた熱量に基づき設定。燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。
原子炉停炉破損		燃料の蓄積状態のうち、最も早く判定される許容用管内管内部腐蝕に對し、健全性が維持される最大の値を設定。

【大版、高詞】
 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
 【大版、高詞】
 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）

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

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

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策条件に関する事項	加圧器逃がし弁開	伊心溶融開始の10分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	加圧器逃がし弁閉	伊心溶融開始の30分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	代り注水ポンプによる代り注水の運転条件	格納容器内注水ポンプ水位80%到達 (原子炉格納容器保有水量2,000m ³ 相当) 一旦停止 原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	原子炉格納容器内注水の停止条件は余裕を見ながら設定。 (燃料取扱用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始	事故発生後の24時間後 事故発生後の24時間後	格納容器内自然冷却開始の開始に伴い停止。 運転員等換作時間を考慮して設定。

泊発電所3号炉

第7.2.2.1表 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の主要解析条件 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (4/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策条件に関する事項	加圧器逃がし弁開	伊心溶融開始の10分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	加圧器逃がし弁閉	伊心溶融開始の30分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	代り注水ポンプによる代り注水の運転条件	格納容器内注水ポンプ水位80%到達 (原子炉格納容器保有水量2,000m ³ 相当) 一旦停止 原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	原子炉格納容器内注水の停止条件は余裕を見ながら設定。 (燃料取扱用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始	事故発生後の24時間後 事故発生後の24時間後	格納容器内自然冷却開始の開始に伴い停止。 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始の開始に伴い停止。 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始の開始に伴い停止。 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始の開始に伴い停止。

高浜発電所3/4号炉

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

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策条件に関する事項	加圧器逃がし弁開	伊心溶融開始+10分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	加圧器逃がし弁閉	伊心溶融開始+30分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	代り注水ポンプによる代り注水の運転条件	格納容器内注水ポンプ水位70%到達 (原子炉格納容器保有水量1,700m ³ 相当) 一旦停止 原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	原子炉格納容器内注水の停止条件は余裕を見ながら設定。 (燃料取扱用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量)
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後	運転員等換作時間を考慮して設定。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却開始	事故発生後の24時間後 事故発生後の24時間後	格納容器内自然冷却開始の開始に伴い停止。 要員の召集、運転操作等を考慮して設定。

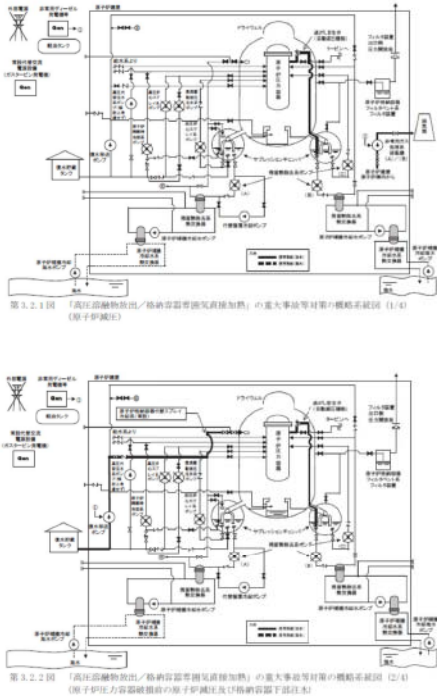
女川原子力発電所2号炉

差異の説明

【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

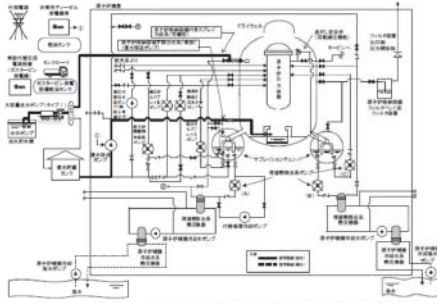
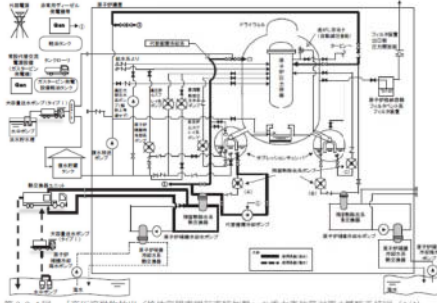
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			 <p>第3.2.1回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (1) (4) (原子炉減圧)</p> <p>第3.2.2回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (2) (4) (原子炉圧力容器破損直後の原子炉減圧及び格納容器下注仕立)</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・概略系統図については、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>

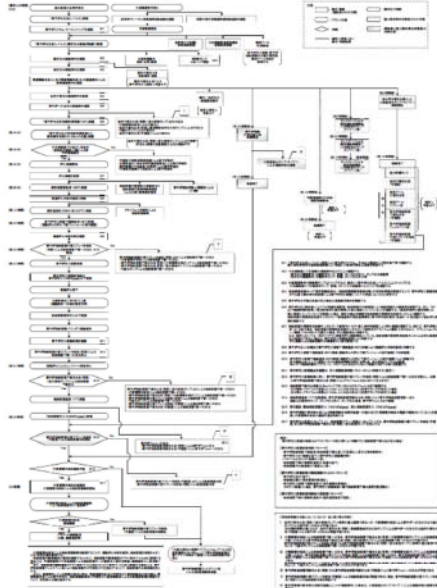
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
			 <p>第3.2.3回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（3/F） <small>（原子炉圧力容器破損直後の格納容器下部注水及び格納容器加熱）</small></p>  <p>第3.2.4回 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（4/F） <small>（代替蓄熱冷却系による残存溶融炉心冷却及び原子炉格納容器降熱）</small></p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・概略系統図については、泊、大飯、高浜は格納容器過温破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため記載している</p>

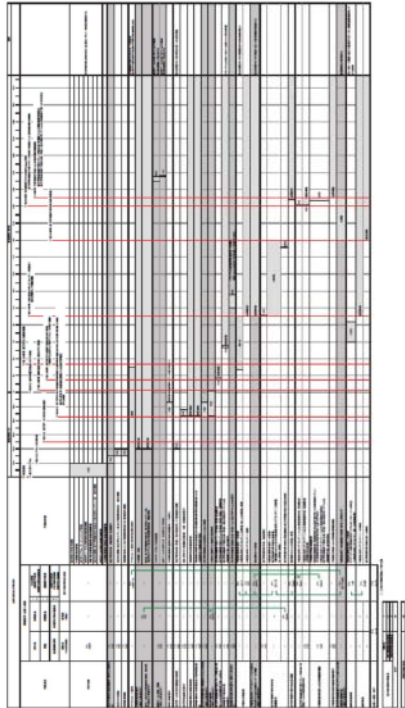
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3／4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
				<p>【女川】 記載方針の相違 ・対応手順の概要については、泊、大阪、高浜は格納容器過温破損シークェンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シークェンス同様ではないため記載している</p>

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

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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

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

7.2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>大飯発電所3/4号炉</p> <p>第3.2.1図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第7.2.2.1図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第3.2.2.1図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第3.2.7図 原子炉圧力の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第3.2.2図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>第7.2.2.2図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>第3.2.2.2図 蓄圧注入流量の推移</p>	<p>第3.2.13図 注水流量の推移</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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>				

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

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
				<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.2.3 図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	<p>第 7.2.2.3 図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	<p>第 9.2.0.1 図 1次冷却材圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)</p>	<p>第 3.2.8 図 原子炉水位 (シュワウド内水位) の推移</p> <p>第 3.2.9 図 格納容器圧力の推移</p> <p>第 3.2.10 図 格納容器温度の推移</p>	

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

7.2.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	差異の説明
<p>第 3.2.4 図 1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)</p>	<p>第 7.2.2.4 図 1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)</p>	<p>第 3.2.3.2 図 1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)</p>	<p>第 3.2.11 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.2.5 図 1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)</p>	<p>第 7.2.2.5 図 1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)</p>	<p>第 3.2.3.3 図 1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)</p>	<p>第 3.2.12 図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 審査取りまとめ資料 比較対象プラントの選定について

本資料は、泊発電所3号炉（以降、「泊3号炉」という。）のプラント側審査において地震・津波側審査の進捗を待つ期間があったことを踏まえた、審査取りまとめ資料（以降、「まとめ資料」という。）の比較対象プラントの選定について整理を行うものである。

- 整理を行う経緯は、以下の通り
 - 泊3号炉のプラント側審査が地震・津波側審査の進捗待ちとなった期間において、他社プラントの新規制基準適合性審査が実施され、まとめ資料の充実が図られた。
 - 泊3号炉が、まとめ資料一式を提出した2017年3月時点での新規制基準適合性審査はPWRプラントが中心であったが、現在はBWRプラントが中心となっており、それぞれの炉型の審査結果が積み上がった状況にある。
 - 泊3号炉はPWRであり、PWR特有の設備等を有することから、まとめ資料に先行の審査内容を反映する際には、単純に直近の許可済みBWRプラントを反映するのではなく、適切な比較対象プラントを選定した上で反映する必要がある。

- 比較対象プラントを選定する考え方は、以下の通り。

【基準適合に係る設計を反映するために比較するプラント（基本となる比較対象プラント）選定の考え方】

各条文・審査項目の要求を満たすための設備構成・仕様、環境、運用を踏まえ、許可済みプラントの中から、新しい実績のプラントを選定する。具体的には以下の通り。

- ✓ 炉型に拠らず共通的な内容については、泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に審査が行われ、女川2号炉に次いで許可を受けた島根2号炉については、女川2号炉と島根2号炉の差異を確認し、島根2号炉との差異の中で泊3号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。
- ✓ 炉型固有の設備等を有する場合については、PWRプラントの新規制基準適合性審査の最終実績である大飯3/4号炉を選定する。
- ✓ 個別の設計事項に相似性がある場合（例えば3ループ特有の設計等）、大飯3/4号炉以外の適切なプラントを選定する。

【先行審査知見^{*1}を反映するために比較するプラント選定の考え方】

炉型に拠らないことから、まとめ資料を作成している時点で最新の許可済みプラントとする。具体的には以下の通り。

- ✓ 泊3号炉の地震・津波側審査が進捗した時点（2021年7月）で直近に許可済みであった女川2号炉を比較対象として先行審査知見の取り込みを行う。なお、同時期に

審査が行われ、女川 2 号炉に次いで許可を受けた島根 2 号炉については、女川 2 号炉と島根 2 号炉の差異を確認し、島根 2 号炉との差異の中で泊 3 号炉の基準適合を示すために必要なものは反映する。

※ 1 主な事項は、以下の通り

- ✓ これまでの審査の中で適正化された記載
- ✓ 基準適合性を示すための説明の範囲、深さ
- ✓ 設置（変更）許可申請書に記載する範囲、深さ

- 上述に基づく検討結果として、「基準適合に係る設計」と「先行審査知見」を反映するために選定した比較対象プラント一覧とその選定理由を別紙 1 に、条文・審査項目毎の詳細を別紙 2 に示す。
 - 別紙 1：比較対象プラント一覧
 - 別紙 2：比較対象プラント選定の詳細

以上

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
解析コード	概ね説明済み	有効性評価で使用する解析コードはプラント型式により相違しており、審査もPWR合同/BWR合同で実施済み。			
CV温度圧力	概ね説明済み	大飯3/4号炉 伊方3号炉	大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績 伊方3号炉：「3ループプラント」【PWR鋼製格納容器】	女川2号炉	泊-伊方-大飯
2次冷却系からの除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
全交流動力電源喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
原子炉補機冷却機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉格納容器の除熱機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
原子炉停止機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS注水機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
ECCS再循環機能喪失	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過圧破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
過温破損	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜
DCH	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
FCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
MCCI	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
水素燃焼	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
想定事故 1	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川
想定事故 2	概ね説明済み	大飯3/4号炉	PWRとBWRの使用済燃料ピット（プール）配置の相違などによって、重大事故等への対応に用いる具体的な手順及び設備設計が異なるため、PWRの最終審査実績である大飯3/4号炉を選定	女川2号炉	大飯-泊-女川

プラント

有効性評価（第37条）

CV

SFP

比較対象プラント一覧

凡例		
●大飯3/4号炉	●女川2号炉	●それ以外の場合

主な審査項目	ステータス	基準適合に係る設計を反映するための比較		先行審査知見を反映するための比較対象	比較表の様式
		比較対象	選定理由		
停止時	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川
	概ね説明済み	高浜3/4号炉 大飯3/4号炉	高浜3/4号炉：PWR3ループプラント 大飯3/4号炉：PWRの最終審査実績	女川2号炉	大飯-泊-高浜-女川

比較対象プラント選定の詳細（有効性評価）

【7.2.2：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱】

項目		内容
基準適合に係る設計を 反映するために 比較するプラント	プラント名	高浜3／4号炉、大飯3／4号炉
	具体的理由	<p>【高浜3／4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高浜3／4号炉は泊3号炉と有効性評価の対策・事象進展等が同様であるPWR3ループプラントであり、基準適合性を網羅的に比較可能 また、PWRにおける再稼働審査の最終審査実績である大飯3／4号炉と同一の電力会社のプラントであり、資料構成等も類似しているため効果的に比較可能 <p>【大飯3／4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> 大飯3／4号炉はPWRにおける再稼働審査の最終審査実績であり、基準への適合性を網羅的に比較可能
先行審査知見を 反映するために 比較するプラント	プラント名	女川2号炉
	反映すべき知見を得るための主な方法	<p>① 比較表による比較：比較表に掲載し、先行審査知見（基準適合上で考慮すべき事項、記載内容の充実を図るべき点）の比較・整理を行い、その結果、必要な内容が記載されていることを確認した。（文言単位の比較は行わない）</p> <p>② 資料構成の比較※：当該条文のまとめ資料の構成について比較・整理を行い、その結果、必要な資料が充足していることを確認した。</p>
	（当該方法の選定理由）	<p>① 当該条文は、原子炉施設に共通の要求に係る条文であり、文章構成も類似の部分があることから、比較表形式での比較により先行審査知見の確認が可能のため。</p> <p>② 資料の文章構成が異なる場合であっても、資料構成の比較・整理により基準適合の説明のために必要な資料の充足性を確認することが可能のため。</p>

※ 女川2号炉との資料構成の比較に加え、PWRの先行審査実績の取り込みの総括として、大飯3／4号炉のまとめ資料の作成状況（資料構成と内容）を条文・審査項目毎に確認し、基準適合性の網羅的な説明に必要な資料が揃っていることを確認する。

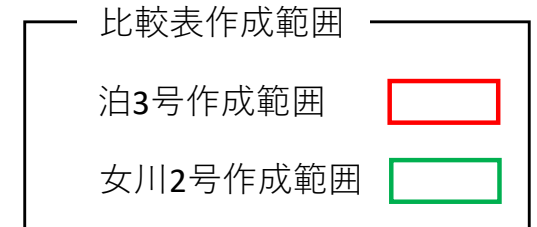
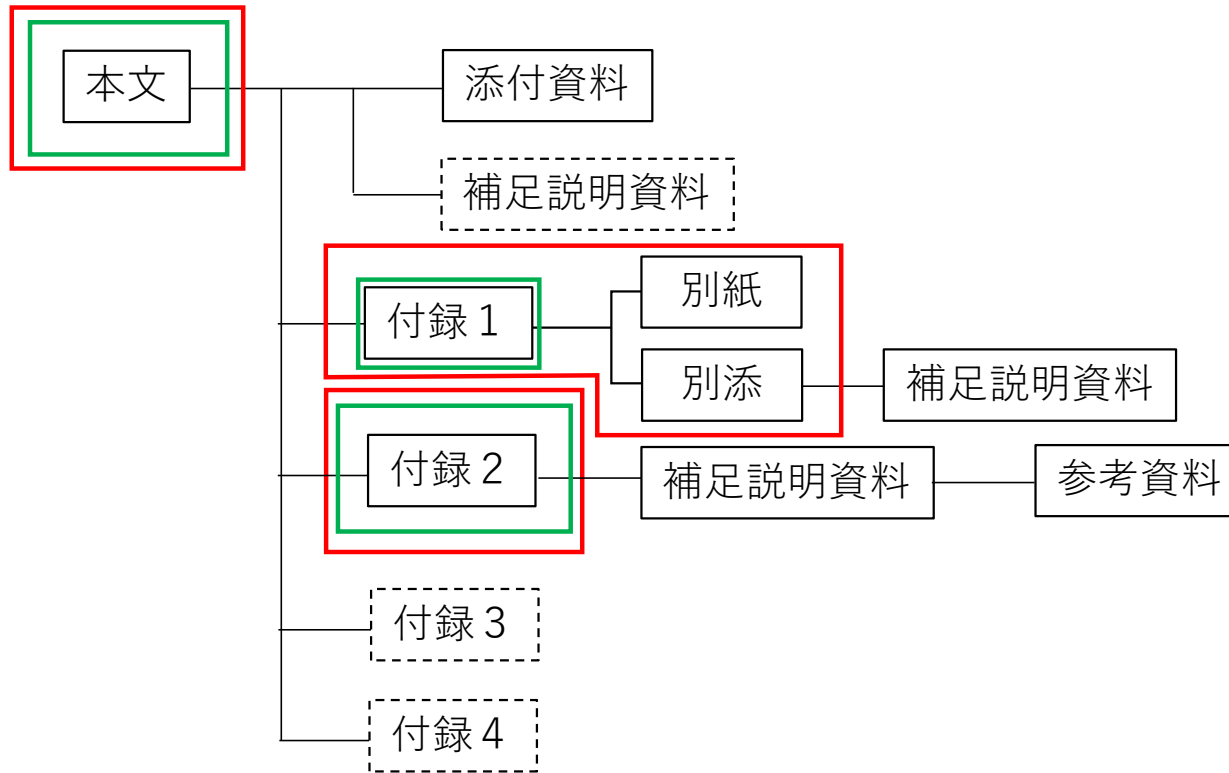
【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他条文の資料などに記載

7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

プラント		泊3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
添付資料3.2.1 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について		×	×	SRVに関してはBWR固有の設備のためまとめ資料の作成は不要と判断。なお、SRVに相当する泊の設備として加圧器逃がし弁があるが、加圧器逃がし弁はSRVに比べて個数が少なく、有効性評価の中でも1次系強制減圧を行うタイミングの感度解析を添付資料7.2.1.2.6にて実施して操作用余裕を確認している。		まとめ資料を作成していない
添付資料3.2.2 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について		×	×	SRVに関してはBWR固有の設備のためまとめ資料の作成は不要と判断。なお、SRVに相当する泊の設備として加圧器逃がし弁があるが、泊でも同様に添付資料7.2.1.2.2にて加圧器逃がし弁の開保持機能維持に関して健全性評価を実施している。		
添付資料3.2.3 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について	【格納容器過圧破損】 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射能評価について	(○)	×	Cs-137放出量評価は泊では放出量が最大となる格納容器過圧破損にて実施しており、同等の内容を添付資料7.2.1.1.7にて記載しているため、まとめ資料の作成は不要と判断		添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
添付資料3.2.4 格納容器破損モード「DCH」、「FCI」及び「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け		×	×	女川では事故シーケンスの選定において、「DCH」、「FCI」及び「MCCI」は格納容器過圧破損・過温破損の対策を実施することで防止できるためその位置づけについて整理したもの。泊では事故シーケンスの選定においてこれら格納容器破損モードの評価事故シーケンスを選定しており、まとめ資料の作成は不要と判断。		まとめ資料を作成していない
添付資料3.2.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)	添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)	○	×			添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
添付資料3.2.6 7日間における水源、燃料評価結果について(高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)		×	×	泊のDCHの7日間の資源等の評価については、評価事故シーケンスが格納容器過温破損と同一のため本文で格納容器過温破損を引用していることから、まとめ資料の作成は不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料3.2.7 原子炉圧力容器の破損位置について		×	×	PWRの原子炉容器破損モデルに関しては公開文献の第3部MAAPコードにて記載しているため、まとめ資料の作成は不要と判断		
	添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について	○	×			添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
	添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について	○	×			
	添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa(gage)近傍にて停滞する現象について	○	×			

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価



※ () 書きは泊と女川で資料名が異なる場合の女川の資料名称
破線の四角は泊になく、女川にしかない資料

◆資料構成、資料概要、比較表を作成していない理由については次ページ参照

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
本文	設置変更許可申請書本文及び添付書類十に記載する内容を記載した資料	
添付資料	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	添付資料は、対策の有効性を確認するための補足的な内容を記載したものであるため、比較表を作成していない。
(補足説明資料)	基本方針及び各対策の有効性を確認するために必要となる補足的な内容を記載した資料	本資料は女川が各審査会合時点での設備・手順等の内容を記載した資料であり、女川特有の資料であるため、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。
付録1	事故シーケンスグループ等の選定について記載した資料（後日提出）	
別紙	付録1の補足的な説明資料	
別添	個別プラントのPRA評価	
別紙（補足説明資料）	別添の補足的な説明資料	個別プラントのPRA評価を補足する内容を記載しているものであるため、比較表を作成していない。

泊3号炉 比較表の作成範囲

37条 有効性評価

資料構成	資料概要	比較表を作成していない理由
付録2	原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価について記載した資料	
補足説明資料、参考資料	付録2の具体的評価を記載した資料及び補足的な説明資料	<p>基準適合性を確認するために必要な基本方針及び各対策の有効性は本文、付録2に記載しており、比較表を作成し、差異について考察している。</p> <p>補足説明資料及び参考資料は、プラント固有の具体的評価結果を記載しているため、比較表を作成していない。</p>
(付録3)	解析コードに関する説明資料	<p>解析コードの資料に関してはPWRとBWRで使用する解析コードや妥当性説明が異なること、また、PWRでは解析コードに関する審査資料が公開文献化されており、泊では公開文献を引用する資料構成としていることから、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>
(付録4)	原子炉格納容器からエアロゾル粒子が漏えいする際の捕集効果に関する資料	<p>PWRではエアロゾル粒子の捕集効果に期待していないため作成不要と判断し、まとめ資料を作成していないことから、比較表もない。</p>