

3. 重大事故 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）

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合</p> <p>3.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して，代替循環冷却系を使用しない場合を想定し，代替循環冷却系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.3.1 図から第 3.1.3.3 図に，対応手順の概要を第 3.1.3.4 図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.3.1 表に示す。</p> <p>本格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，事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され，合計 28 名<sup>※1</sup>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，当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任），当直副長 2 名，運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名，緊急時対策要員（現場）は 8 名<sup>※1</sup>である。</p> <p>また，事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員は，フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 20 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3.5 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，28 名で対処可能である。</p> <p>※1 有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員 4 名を含めると，緊急時対策要員（現場）が 12 名，合計が 32 名になる。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認については，「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認」と同じ。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</p> <p>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備については，「3.1.2.1 b. 全交</p>	<p>3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合</p> <p>3.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して，代替循環冷却系を使用しない場合を想定し，代替循環冷却系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して，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，初期の対策として常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び常設低压代替注水系ポンプを用いた低压代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。</p> <p>また，安定状態に向けた対策として格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.3-1 図に，対応手順の概要を第 3.1.3-2 図に，対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.1.3-1 表に示す。</p> <p>(添付 3.1.2.1)</p> <p>本格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，必要な要員は初動対応要員 21 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 5 名である。初動対応要員の内訳は，発電長 1 名，副発電長 1 名，運転操作対応を行う運転員 5 名，通報連絡等を行う災害対策要員 2 名，現場操作を行う重大事故等対応要員 12 名である。招集要員の内訳は，燃料補給作業を行う重大事故等対応要員 2 名，現場手動による格納容器ベント操作を行う重大事故等対応要員 3 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3-3 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，初動対応要員 21 名及び招集要員 5 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認</p> <p>原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認については，「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認」と同じ。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の違い</li> <li>・必要要員数の違い</li> <li>・参集要員（招集要員）に期待する作業の違い</li> <li>・必要要員数の違い</li> <li>・東海第二では格納容器頂部注水の着手判断に達しないため実施しない</li> <li>・東海第二では LOCA の発生有無により対応手順が異なるため</li> <li>・解析結果および運用（手順）の違いによる記載順の違い</li> </ul>

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」と同じ。</p> <p>c. 炉心損傷確認                      炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。</p> <p>d. 水素濃度監視                      水素濃度監視については、「3.1.2.1 d. 水素濃度監視」と同じ。</p> <p>e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水                      常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、「3.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じ。</p>	<p>b. 炉心損傷確認                      炉心損傷確認については、「3.1.2.1 b. 炉心損傷確認」と同じ。                      (添付 3.1.3.1)</p> <p>c. 早期の電源回復不能の確認                      早期の電源回復不能の確認については、「3.1.2.1 c. 早期の電源回復不能の確認」と同じ。</p> <p>d. 電源確保操作対応                      電源確保操作対応については、「3.1.2.1 d. 電源確保操作対応」と同じ。</p> <p>e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作                      常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、「3.1.2.1 e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作」と同じ。</p> <p>f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作                      水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作については、「3.1.2.1 f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作」と同じ。</p> <p>g. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作                      常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作については、「3.1.2.1 g. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作」と同じ。</p> <p>h. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作                      原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作については、「3.1.2.1 h. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作」と同じ。</p> <p>i. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作                      常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作については、「3.1.2.1 k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作」と同じ。</p> <p>j. サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作                      サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作については、「3.1.2.1 1. サブ</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> <li>・運用の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> <li>・設備，運用の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> </ul>

3. 重大事故 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）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却                      代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却については、「3.1.2.1 f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却」と同じ。</p> <p>格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮（約 2m）し、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。</p> <p>格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>g. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱                      格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。                      格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage] に接近した場合又はサブプレッション・チェンバ・プール水位が格納容器真空破壊弁高さに到達した場合、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水位等である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。</p>	<p>レッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作」と同じ。</p> <p>(添付 3.1.3.3)</p> <p>k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作                      格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。格納容器の雰囲気を冷却するため、格納容器圧力が 0.465MPa[gage] 到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器冷却を実施し、格納容器圧力が 0.400MPa[gage] 到達により格納容器冷却を停止する。以降、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により、格納容器圧力を 0.400MPa[gage] から 0.465MPa[gage] の範囲で制御する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を継続することにより、サブプレッション・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇を考慮（約 2m）しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないようにサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m で格納容器冷却を停止する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止を確認するために必要な計装設備はサブプレッション・プール水位である。</p> <p>(添付 3.1.3.4)</p> <p>l. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）                      サブプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達した時点で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備として、中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置一次隔離弁の開操作を実施する。</p> <p>さらに、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止し、格納容器逃がし装置二次隔離弁を全開とすることで、サブプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ圧力等である。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水位等である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置により継続的に</p>	<p>・東海第二では代替循環冷却が使用できない場合のケースに本マネジメントを記載</p> <p>・設備、運用の違い</p> <p>・東海第二では、ベント準備及び実施のために操作する弁は、第一弁に比べ第二弁が手動操作時間が短いことから、スプレイ停止後の操作は操作余裕時間を考慮し第二弁とする運用（手順）としている。</p> <p>・東海第二では、S/P 水位上昇により外部水源による格納容器スプレイを停止し、その後、ベント実施する運用（手順）としている。</p> <p>・東海第二では、第二弁は電動</p>

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心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 により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余</p>	<p>行う。</p> <p>(添付 3.1.3.5)</p> <p>m. 使用済燃料プールの冷却操作              使用済燃料プールの冷却操作については、「3.1.2.1 m. 使用済燃料プールの冷却操作」と同じ。</p> <p>n. 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作              可搬型代替注水大型ポンプにより北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。              可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作に必要な計装設備は、代替淡水貯槽水位である。</p> <p>o. タンクローリによる燃料補給操作              タンクローリによる燃料補給操作については「3.1.2.1 o. タンクローリによる燃料補給操作」と同じ。</p> <p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に全交流動力電源喪失を加えた状態とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「大 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心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 により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作の時間</p>	<p>弁であるため、中央制御室からの遠隔操作に期待する運用（手順）としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載方針の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> <li>・記載方針の違い</li> <li>・</li> </ul>

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.3.2 表に示す。また、主要な解析条件について、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                      起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<b>残留熱除去系</b>の吸込配管とする。                      (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定                      全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに<b>非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする</b>。なお、代替循環冷却系は使用しないものとする。</p> <p>(c) 外部電源                      外部電源は使用できないものと仮定する。                      送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素ガスの発生                      水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは、<b>事象の発生と同時に発生するものとする</b>。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水  <b>最大 300m<sup>3</sup>/h</b>にて原子炉注水し、<b>その後は炉心を冠水維持するように注水する</b>。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ<b>復水移送ポンプ</b>を用いて<b>弁の切替えにて実施する</b>。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却                      格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、<b>140m<sup>3</sup>/h</b>にて<b>原子炉格納</b></p>	<p>余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.3-2 表に示す。また、主要な解析条件について、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                      起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<b>原子炉再循環系の吸込配管</b>とする。                      (添付資料 1.5.2, 3.1.2.3)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定                      全ての非常用ディーゼル発電機<b>等</b>の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに<b>高圧・低圧注水機能が喪失するものとする</b>。なお、代替循環冷却系は使用しないものとする。</p> <p>(c) 外部電源                      外部電源は使用できないものと仮定する。                      送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機<b>等</b>の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生                      水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。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<b>及び酸素</b>の発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム                      原子炉スクラムは、<b>原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする</b>。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）  <b>230m<sup>3</sup>/h（一定）</b>にて原子炉注水し、<b>原子炉水位 LO 以上まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水する</b>。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ<b>常設低圧代替注水系ポンプ</b>を用いて<b>流量配分すること</b>で実施する。                      (添付 3.1.2.4)</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）  <b>大破断 LOCA 発生後に、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量</b></p>	<p>・ RPV バウンダリ設計の違い</p> <p>・ 記載方針の違い</p> <p>・ 解析における原子炉水位低下を厳しく見積もる観点から、原子炉水位低（レベル 3）信号によりスクラムするものとしている。</p> <p>・ 設備、運用の違い</p> <p>・ 設備、運用の違い</p>

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱                  格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作（流路面積 50%開）にて原子炉格納容器除熱を実施する。</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設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 70 分後から開始する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇（約 2m）を考慮し、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が 0.62MPa[gage] に接近した場合に実施する。</p>	<p>を考慮し、130m<sup>3</sup>/h にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量配分することで実施する。</p> <p>原子炉水位 L0 以上に回復後、一旦格納容器スプレイを停止するが、格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力 465kPa[gage] に到達した場合は、再度 130m<sup>3</sup>/h にて格納容器内にスプレイする。</p> <p>(添付 3.1.2.4)</p> <p>(d) 格納容器下部注水系（常設）                  格納容器の温度挙動を厳しく評価するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作については考慮しない。</p> <p>(e) 格納容器圧力逃がし装置                  サプレッション・チェンバ圧力が 0.31MPa[gage]における排出流量 13.4kg/s に対して、中央制御室からの遠隔操作により格納容器逃がし装置二次隔離弁を全開することにより格納容器除熱を実施する。</p> <p>(添付 3.1.3.6)</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設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。なお、代替循環冷却系による格納容器除熱ができないこと及び原子炉水位 L0 以上まで回復したことを確認し、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整するとともに、格納容器スプレイを停止する。</p> <p>(b) 常設低圧代替注水系ポンプ用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が 465kPa[gage] に到達した場合に開始し、400kPa[gage] に到達した場合は停止する。以降、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により、格納容器圧力を 0.400MPa[gage] から 0.465MPa[gage] の範囲で制御する。なお、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないようにサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達により格納容器冷却を停止する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、サブプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m 到達から 5 分後に実施する。</p>	<p>・設備、運用の違い</p> <p>・記載方針の違い</p> <p>・設備、運用の違い</p> <p>・東海第二では代替格納容器冷却と代替原子炉注水を常設ポンプ2台で同時に実施可能な設備及び運用としている</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・運用の違い</p>

3. 重大事故 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）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<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. 格納容器圧力逃がし装置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、<b>原子炉</b>格納容器内に放出<sup>※2</sup>され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。</p> <p>※2 セシウムの<b>原子炉</b>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. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、以下の式で計算される。</p> $Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF)$ $f_{Cs} = f_{CsOH} + (M_I / M_{Cs}) \times (W_{Cs} / W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH})$ <p>f<sub>Cs</sub> : <b>原子炉</b>格納容器からのセシウムの放出割合                      f<sub>CsI</sub> : <b>原子炉</b>格納容器からの CsI の放出割合 (MAAP コードでの評価値)                      f<sub>CsOH</sub> : <b>原子炉</b>格納容器からの CsOH の放出割合 (MAAP コードでの評価値)                      M<sub>I</sub> : よう素の初期重量 (kg)                      M<sub>Cs</sub> : セシウムの初期重量 (kg)                      W<sub>I</sub> : よう素の分子量 (kg/kmol)                      W<sub>Cs</sub> : セシウムの分子量 (kg/kmol)                      Bq<sub>Cs137</sub> : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq)                      DF : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数</p> <p>d. <b>原子炉</b>格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレィや<b>サブプレッション・チェンバ</b>の<b>プール</b>水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>e. 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</p> <p>f. 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も考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) <b>原子炉</b>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もとに評価する。                      (b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、<b>非常用ガス処理系</b>により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。<b>非常用ガス処理系</b>により設計負圧を達成した後は設計換気率 <b>0.5</b></p>	<p>(3) 有効性評価 (Cs-137 放出量評価) の条件</p> <p>(a) 事象発生直前まで、定格出力 100% で長期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) 格納容器圧力逃がし装置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<sup>*1</sup>され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。</p> <p>※1 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) 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、以下の式で計算される。</p> $Cs-137 \text{ 放出量 (Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs137} \times (1/DF)$ $f_{Cs} = f_{CsOH} + (M_I / M_{Cs}) \times (W_{Cs} / W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH})$ <p>f<sub>Cs</sub> : 格納容器から放出されるセシウムの放出割合                      f<sub>CsI</sub> : 格納容器から放出される CsI の放出割合 (MAAP コードでの評価値)                      f<sub>CsOH</sub> : 格納容器から放出される CsOH の放出割合 (MAAP コードでの評価値)                      M<sub>I</sub> : よう素の初期重量 (kg)                      M<sub>Cs</sub> : セシウムの初期重量 (kg)                      W<sub>I</sub> : よう素の分子量 (kg/mol)                      W<sub>Cs</sub> : セシウムの分子量 (kg/mol)                      Bq<sub>Cs137</sub> : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq)                      DF : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数</p> <p>(d) 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレィや<b>サブプレッション・プール</b>でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>(e) 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</p> <p>(f) 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も考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>i) 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もとに評価する。                      ii) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、原子炉建屋の換気回数を、<b>原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成)</b>により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の</p>	

3. 重大事故 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）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>回/日相当を考慮する。</p> <p>非常用ガス処理系は、事象発生 30 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</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 3.1.3.3, 3.1.3.4)</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水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3.6 図から第 3.1.3.8 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3.9 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 3.1.3.10 図から第 3.1.3.13 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 0.4 時間後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 0.7 時間後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 70 分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、復水移送ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p>	<p>保持機能に期待しないものとする。原子炉建屋ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率である 1 回/日相当を考慮する。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 分後から、常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p> <p>iii) 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 3.1.3.7, 3.1.3.8, 3.1.3.9)</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水位（シュラウド内外）、注水流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3-4 図から第 3.1.3-6 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3-7 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サプレッション・プール水位及び水温の推移を第 3.1.3-8 図から第 3.1.3-11 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>大破断 LOCA 時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 27 分後に燃料温度は約 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替交流電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</p> <p>(添付資料 3.1.3.7)</p> <p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。そのため、原子炉注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施することによって、格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。</p> <p>原子炉水位が原子炉水位 L0 以上に回復後、サプレッション・プール水位の上昇を抑制するため、崩壊熱による蒸発量相当の原子炉注水流量とすることで原子炉水位 L0 以上を維持するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一時停止する。</p> <p>その後、崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等の格納容器内への放出により、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。そのため、再度、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備、運用の違い</p> <p>・設備、運用の違い</p>



3. 重大事故 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）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>ベントラインの水没防止のために、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇（約 2m）を考慮し、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇し、事象発生から約 38 時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力に接近する。原子炉格納容器の限界圧力接近時点で、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び温度を低下させる。格納容器温度は、格納容器ベントによる格納容器温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントによる格納容器圧力低下後、徐々に低下する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第 3.1.3.10 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び原子炉格納容器の限界圧力に接近した場合に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象開始約 38 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.3.11 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 165℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約 207℃となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 144℃であり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p>サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 <math>1.4 \times 10^{-3}</math> TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。</p>	<p>力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。</p> <p>ベントラインの水没防止のために、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位の上昇（約 2m）を考慮し、サプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。事象発生から約 19 時間経過した時点でサプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器冷却を停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施し、格納容器の圧力及び温度を低下させる。格納容器雰囲気温度は、格納容器ベントによる格納容器雰囲気温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントの実施により低下する。なお、格納容器除熱実施時のサプレッション・チェンバ水位は、ベント管真空破壊装置及びサプレッション・チェンバ側のベントライン設置高さと比較して十分に低く推移するため、これらの設備の機能は維持される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第 3.1.3-8 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.47MPa[gage]となり、評価項目である限界圧力 0.62MPa[gage]を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 18 時間後（最も遅く最大値に到達する時間）において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の約 2%であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.3-9 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 157℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、この時の格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、評価項目である格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p style="text-align: right;">(添付 3.1.2.8)</p> <p>サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 <math>1.1 \times 10^{-4}</math> TBq（7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。</p>	<p>・設備、運用の違い</p> <p>・運用の違い</p> <p>・設備、運用の違い</p> <p>・設備、運用の違い</p>

3. 重大事故 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）

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 2.0TBq (7 日間) であり，100TBq を下回る。</p> <p>なお，原子炉格納容器が健全であるため，原子炉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 14TBq (7 日間) となる。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に，ドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも，約 16TBq (7 日間) であり，100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降，Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ，サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による総放出量は，約 <math>4.0 \times 10^{-3}</math> TBq (30 日間) 及び約 <math>8.5 \times 10^{-3}</math> TBq (100 日間) である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には，約 3.1TBq (30 日間) 及び約 3.2TBq (100 日間) である。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも，約 18TBq (30 日間) 及び約 18TBq (100 日間) であり，100TBq を下回る。</p> <p>(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p>	<p>ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 0.35TBq (7 日間) であり，評価項目である 100TBq を下回る。</p> <p>なお，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 14.3TBq (7 日間) となる。原子炉建屋からの大気への Cs-137 の漏えい量に，ドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による大気への Cs-137 の放出量を加えた場合でも，約 14.7TBq (7 日間) であり，評価項目である 100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降，Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ，サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器逃がし装置による総放出量は，約 <math>* \times 10^{-*}</math> TBq (30 日間) 及び約 <math>* \times 10^{-*}</math> TBq (100 日間) である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には，約 <math>* \times 10^{-*}</math> TBq (30 日間) 及び約 <math>* \times 10^{-*}</math> TBq (100 日間) である。原子炉建屋からの大気への Cs-137 の漏えい量に，ドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による大気への Cs-137 の放出量を加えた場合でも，約 <math>* \times 10^{-*}</math> TBq (30 日間) 及び約 <math>* \times 10^{-*}</math> TBq (100 日間) であり，評価項目である 100TBq を下回る。</p> <p>(添付資料 3.1.3.7, 3.1.3.8)</p>	<p>・設備，運用の違い</p>
<p>第 3.1.3.6 図に示すとおり，低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。その後は，第 3.1.3.10 図に示すとおり，原子炉格納容器の限界圧力接近時点で，約 38 時間後に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。</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(1)，(2)及び(3)の評価項目について，対策の有効性を確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.3.5)</p>	<p>第 3.1.3-4 図に示すとおり，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。その後は，第 3.1.3-10 図に示すとおり，約 19 時間後にサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。</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」のうち，(1)，(2)及び(3)の評価項目について対策の有効性を確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.3.10)</p>	<p>・設備，運用の違い</p>
<p>3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）では，原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄</p>	<p>3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲としては，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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）では，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積す</p>	

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作とする。</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 CORA 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、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、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、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位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>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析</p>	<p>ることが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作とする。</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 CORA 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、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等のパラメータ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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位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>格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析</p>	

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び<b>格納容器圧力逃がし装置</b>に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと<b>良く</b>一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び<b>格納容器圧力逃がし装置</b>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リロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーションを起点に操作開始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圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。炉心損傷後の<b>原子炉</b>格納容器における<b>原子炉</b>格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により<b>原子炉</b>格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の<b>原子炉</b>格納容器内 FP 挙動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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.6)</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 CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心</p>	<p>において区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び<b>雰囲気</b>温度を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却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リロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーションを起点に操作開始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圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。炉心損傷後の格納容器における格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.11)</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 CORA 実験についての再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉</p>	<p>・東二では、<b>格納容器圧力及び温度を起点に実施する操作はスプレイのみ。</b></p>

3. 重大事故 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）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>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 の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中への Cs-137 の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は、評価項目（100TBq を下回っていること）に対して、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 <math>1.4 \times 10^{-3} \text{TBq}</math>（7 日間）、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 <math>2.0 \text{TBq}</math>（7 日間）であり、評価項目に対して余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.6)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p>	<p>心モデル（炉心水位計算モデル）では、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 の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動及び炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは、PHEBUS-FP 実験解析により、原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の格納容器における格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは、ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることが確認されている。したがって、大気中への Cs-137 の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の総放出量は、評価項目（100TBq を下回っていること）に対して、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 <math>0.11 \times 10^{-3} \text{TBq}</math>（7 日間）、ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 <math>0.35 \text{TBq}</math>（7 日間）であり、評価項目である 100TBq に対して余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.11)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p>	

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<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 3.1.3.2 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 に対して最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/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, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが, 操作手順(原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)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>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, Excessive LOCA を考慮した場合, 原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)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>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は, 解析条件の不確かさとして, 実際の流量が解析より多い場合, 格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが, 操作手順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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.6, 3.1.2.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/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</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 3.1.3-2 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, 設計値を用いるか又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 に対して最確条件は 33Gwd/t 以下であり, 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おおむね小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが, 操作手順(常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作を実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の気相部及び液相部, サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, Excessive LOCA を考慮した場合, 原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)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>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復が早くなる可能性がある。溶融炉心の冠水後の操作として崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は, 解析条件の不確かさとして, 実際の流量が解析より多い場合, 格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが, 操作手順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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対して最確条件は 33Gwd/t 以下であり, 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がおおむね小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低</p>	

3. 重大事故 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）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<b>格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部</b>、<b>サブプレッション・チェンバ・プール水位</b>、<b>格納容器圧力</b>及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 3.1.2.15 図及び第 3.1.2.16 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa[gage]を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり、ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.3.6, 3.1.2.8）</p>	<p>下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び<b>雰囲気</b>温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<b>格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部</b>、<b>サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度</b>は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第●図及び第●図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa[gage]を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）は原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり、ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.3.11）</p>	
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の<b>常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 70 分後を設定している</b>。運転員等操作時間に与える影響として、<b>常設代替交流電源設備からの受電操作について、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない</b>。</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の<b>代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 25 分後を設定している</b>。運転員等操作時間に与える影響として、<b>操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を</b></p>	

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>なお、有効性評価では2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃超過を確認した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、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、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。代替格納容器スプレイへの切替え後、原子炉水位が原子炉水位低（レベル1）まで低下した場合、低圧代替注水系（常設）へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.62MPa[gage]接近時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近するのは、事象発生から約38時間後である。また、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>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、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p>	<p>設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位L0まで回復した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量に変更するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。当該操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力465kPa[gage]到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から5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、炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準（サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m）に到達するのは、事象発生の約19時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサブプレッション・プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サブプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達時に速やかに格納容器除熱をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p>	



3. 重大事故 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）

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

比較表

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は，運転員等操作時間に与える影響として，常設代替交流電源設備からの受電操作について，解析上の原子炉注水開始時間（70 分後）は準備操作に時間余裕を含めて設定されており，原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが，ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため，格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。また，原子炉注水操作は，代替格納容器スプレイとの切替え操作であり，事象進展はほぼ変わらないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は，運転員等操作時間に与える影響として，代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後，格納容器温度が 190℃に到達時となり，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>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は，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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.6)</p>	<p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉注水操作は，運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は，運転員等操作時間に与える影響として，原子炉注水の状況により格納容器冷却操作の開始は原子炉水位 L 0 以上まで水位回復し格納容器冷却を一時停止させた後，格納容器圧力 465kPa[gage]到達時点となり，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>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は，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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.11)</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>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，第 3.1.3.14 図から第 3.1.3.16 図に示すとおり，事象発生から 90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば，損傷炉心は炉心位置に保持され，評価項目を満足する結果となることから，時間余裕がある。なお，格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが，格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから，放出量に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作については，事象発生から 90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始した場合の解析では，格納容器スプレイ開始のタイミングは約 2.3 時間後であるため，現行の 2 時間に対して約 20 分程度の準備時間を確保できることから，時間余裕がある。</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>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，第 3.1.3-12 図から第 3.1.3-14 図に示すとおり，事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分程度の遅れ）までに常設代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば，損傷炉心は炉心位置に保持され，評価項目を満足する結果となることから，時間余裕がある。</p> <p>なお，格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが，格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから，放出量に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作については，代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作開始までの時間は，事象発生から約 3.9 時間あり，準備時間が確保できるため，時間余裕がある。</p> <p>なお，操作が大幅に遅れるような場合でも，格納容器限界圧力に至るまでの時間は事象発生後約 14 時間後であり，時間余裕がある。</p>	

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 38 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.1.3.6, 3.1.3.7)</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。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>3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「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、6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策時における事象発生 10 時間までに必要な要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 28 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」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の 72 名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウエル注水）に必要な要員を 4 名含めた場合でも対処可能である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 20 名であり、発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「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、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7 日間の対応を考慮すると、号炉あたり約 7,400m<sup>3</sup>の水が必要となる。</p> <p>6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮すると、合計約 14,800m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6 号及び 7 号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生 12 時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が</p>	<p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 19 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.1.3.11, 3.1.2.12)</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。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>3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「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、重大事故等対策に初動対応要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 21 名である。このため、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で示す運転員及び災害対策要員の 39 名で対処可能である。</p> <p>また、必要な招集要員は 5 名であり、発電所構外から 2 時間以内に招集可能な要員の 71 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「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、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 5,490m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup>、北側淡水池に約 2,500m<sup>3</sup>及び高所淡水池に約 2,500m<sup>3</sup>の水を保有しており、可搬型代替注水大型ポンプを用いて、北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽への補給を行うことで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく、7 日間の注水継続が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.3.13)</p>	<p>・体制の違い</p>

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>可能である。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生 12 時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から 12 時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>(添付資料 3.1.3.8)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に 6 号及び 7 号炉において合計約 504kL の軽油が必要となる。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) の運転を想定すると、7 日間の運転継続に号炉あたり約 15kL の軽油が必要となる。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に合計約 13kL の軽油が必要となる。(6 号及び 7 号炉合計約 547kL)</p> <p>6 号及び 7 号炉の各軽油タンク (約 1,020kL) 及びガスタービン発電機用燃料タンク (約 100kL) にて合計約 2,140kL 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、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への給水、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.3.9)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、6 号炉で約 1,104kW、7 号炉で約 1,071kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が 2,950kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.3.10)</p>	<p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから、常設代替交流電源設備による電源供給について、7 日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯蔵槽への給水については、事象発生からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 36.6kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有していることから、可搬型代替注水大型ポンプによる給水について、7 日間の継続が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.3.14)</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 2,149kW 必要となるが、常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.3.15)</p>	
<p>3.1.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注</p>	<p>3.1.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器</p>	

3. 重大事故 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）

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6 / 7 号 (20170621)	東二	
<p>水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>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、運転員及び緊急時対策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、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施することにより、格納容器冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>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、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7 日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	