

島根原子力発電所 2号炉 審査資料	
資料番号	EP-015 改 53(比)
提出年月日	令和2年4月3日

島根原子力発電所 2号炉

重大事故等対策の有効性評価 比較表

令和2年4月
中国電力株式会社

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [有効性評価 目次]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>目次</p> <p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.6 解析の実施</p> <p>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</p> <p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について</p> <p>付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果</p> <p><u>付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</u></p> <p>2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>2.2 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>2.3 全交流動力電源喪失</p> <p>2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG <u>喪失</u>)</p> <p>2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG <u>喪失</u>) +RCIC <u>失敗</u></p> <p>2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG <u>喪失</u>) +直流電源喪失</p> <p>2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG <u>喪失</u>) +SRV 再閉失敗</p> <p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.1 取水機能が喪失した場合</p> <p>2.4.2 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.6 LOCA 時注水機能喪失</p> <p>2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p>	<p>目次</p> <p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.6 解析の実施</p> <p>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</p> <p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>付録1 事故シーケンスグループの<u>抽出</u>及び重要事故シーケンスの選定について</p> <p>付録2 原子炉格納容器の<u>温度及び圧力</u>に関する評価</p> <p><u>付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</u></p> <p>2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>2.2 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>2.3 全交流動力電源喪失</p> <p>2.3.1 全交流動力電源喪失(<u>長期T B</u>)</p> <p>2.3.2 全交流動力電源喪失(<u>T B D, T B U</u>)</p> <p>2.3.3 全交流動力電源喪失(<u>T B P</u>)</p> <p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.1 取水機能が喪失した場合</p> <p>2.4.2 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.6 LOCA時注水機能喪失</p> <p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p>	<p>目次</p> <p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.6 解析の実施</p> <p>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</p> <p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について</p> <p>付録2 原子炉格納容器<u>限界温度・限界圧力</u>に関する評価結果</p> <p>2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>2.1 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>2.2 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>2.3 全交流動力電源喪失</p> <p>2.3.1 全交流動力電源喪失(<u>外部電源喪失+DG失敗</u>) +HPCS <u>失敗</u></p> <p>2.3.2 全交流動力電源喪失(<u>外部電源喪失+DG失敗</u>) +高圧炉心冷却失敗</p> <p>2.3.3 全交流動力電源喪失(<u>外部電源喪失+DG失敗</u>) +直流電源喪失</p> <p>2.3.4 全交流動力電源喪失(<u>外部電源喪失+DG失敗</u>) +SRV再閉失敗+HPCS <u>失敗</u></p> <p>2.4 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>2.4.1 取水機能が喪失した場合</p> <p>2.4.2 残留熱除去系が故障した場合</p> <p>2.5 原子炉停止機能喪失</p> <p>2.6 LOCA時注水機能喪失</p> <p>2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】 トピカルレポート化に伴い、同様の資料を付録していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>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)</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合</p> <p>3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.2 想定事故2</p> <p>5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>5.1 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.4 反応度の誤投入</p> <p>6. 必要な要員及び資源の評価</p> <p>6.1 必要な要員及び資源の評価条件</p> <p>6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果</p> <p>6.3 重大事故等対策時に必要な水源, 燃料及び電源の評価結果</p>	<p><u>2.8 津波浸水による最終ヒートシンク喪失</u></p> <p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>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)</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合</p> <p>3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.2 想定事故2</p> <p>5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>5.1 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</p> <p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.4 反応度の誤投入</p> <p>6. 必要な要員及び資源の評価</p> <p>6.1 必要な要員及び資源の評価条件</p> <p>6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果</p> <p>6.3 重大事故等対策時に必要な水源, 燃料及び電源の評価結果</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>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)</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合</p> <p>3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合</p> <p>3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.2 想定事故2</p> <p>5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>5.1 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.4 反応度の誤投入</p> <p>6. 必要な要員及び資源の評価</p> <p>6.1 必要な要員及び資源の評価条件</p> <p>6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果</p> <p>6.3 重大事故等対策時に必要な水源, 燃料及び電源の評価結果</p>	<p>【東海第二】</p> <p>東海第二固有の事故シーケンスグループであるため, 作成していない。</p> <p>(以降, 同様な相違については記載省略)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 目次</p> <p>添付資料 1. 2. 1 定期検査工程の概要</p>	<p>添付資料 目次</p> <p><u>添付資料 1. 1. 1 重大事故等対策における深層防護の考え方について</u></p> <p><u>添付資料 1. 2. 1 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について</u></p> <p><u>添付資料 1. 2. 2 サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について</u></p> <p><u>添付資料 1. 2. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について</u></p> <p><u>添付資料 1. 2. 4 格納容器破損防止対策の各評価事故シーケンスにおける評価項目について</u></p> <p><u>添付資料 1. 2. 5 施設定期検査工程の概要</u></p> <p><u>添付資料 1. 3. 1 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について</u></p>	<p>添付資料 目次</p> <p><u>(1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)</u></p> <p><u>添付資料 1. 2. 1 定期検査工程の概要</u></p>	<p>【東海第二】 補足説明資料「5. 深層防護の考え方について」に記載している。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「57. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について」に記載している。</p> <p>【東海第二】 サプレッション・プール水位上昇による水頭圧を考慮しても格納容器限界圧力に至らないことを確認していることから、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 水頭差を考慮した原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の設定に関する参考資料であるため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 格納容器破損防止対策各事故シーケンスの本文において、評価項目について記載しているため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「42. 有</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 1. 3. 1 重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について</p>	<p><u>添付資料 1. 3. 2 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失の仮定について</u></p> <p><u>添付資料 1. 3. 3 外部電源喪失に伴う原子炉スクラム及び格納容器隔離について</u></p> <p><u>添付資料 1. 3. 4 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について</u></p> <p><u>添付資料 1. 3. 5 事象発生時の状況判断について</u></p> <p><u>添付資料 1. 3. 6 有効性評価における運転員等の操作余裕時間の仮定について</u></p>	<p><u>添付資料 1. 3. 1 重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について</u></p>	<p>効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について」に記載している。</p> <p>【東海第二】 各評価事故シーケンスの「(2)有効性評価の条件」に記載していることから、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 原子炉スクラム及び格納容器隔離に係る論理回路の基本設計について説明した資料であるため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 事象発生時に必要な状況判断については各事故シーケンス等の図「対応手順の概要」に記載していることから、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 各事故シーケンスの「(2)有効性評価の条件 c. 重大事故等対策に関連する操作条件」に記載していることから、同様の添付資料は作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 1. 4. 1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について</p> <p>添付資料 1. 5. 1 <u>柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ</u></p> <p>添付資料 1. 5. 2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について</p>	<p><u>添付資料 1. 3. 7 安定状態の考え方について</u></p> <p>添付資料 1. 4. 1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について</p> <p>添付資料 1. 5. 1 <u>東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価の一般データ</u></p> <p>添付資料 1. 5. 2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び破断面積設定の考え方について</p> <p><u>添付資料 1. 5. 3 サプレッション・プール初期水位について</u></p> <p><u>添付資料 1. 5. 4 外部水源温度の条件設定の根拠について</u></p> <p><u>添付資料 1. 5. 5 給水流量をランアウト流量 (68%) で評価することの妥当性</u></p> <p><u>添付資料 1. 5. 6 逃がし安全弁の解析条件設定について</u></p>	<p>添付資料 1. 4. 1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について</p> <p>添付資料 1. 5. 1 <u>島根原子力発電所 2号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ</u></p> <p>添付資料 1. 5. 2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について</p> <p><u>添付資料 1. 5. 3 有効性評価に用いる崩壊熱について</u></p>	<p>【東海第二】 各事故シーケンス等の添付資料「安定状態について」にて記載していることから、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、MOX 適用プラントであることから、当該の添付資料を作成している。</p> <p>【東海第二】 東海第二固有の解析条件の設定の考え方を説明する資料であるため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 東海第二の解析条件の設定の考え方を説明する資料であるため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「16. 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 東海第二固有の解析条件の設定の考え方を</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 1. 5. 3 <u>使用済燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故(想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について</p> <p>添付資料 1. 7. 1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー</p>	<p><u>添付資料 1. 5. 7 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方について</u></p> <p><u>添付資料 1. 5. 8 重大事故等対処設備としての逃がし安全弁7個の十分性について</u></p> <p>添付資料 1. 5. 9 <u>使用済燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故(想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について</p> <p>添付資料 1. 7. 1 解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー</p> <p><u>添付資料 2. 1. 1 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について</u></p>	<p>添付資料 1. 5. 4 <u>燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故(想定事故1及び2)の有効性評価における共通評価条件について</p> <p>添付資料 1. 7. 1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー</p> <p>(2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <p>(2. 1 高圧・低圧注水機能喪失)</p>	<p>説明する資料であるため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二固有の解析条件の設定の考え方を説明する資料であるため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は逃がし安全弁12弁全てを重大事故等対処設備としていることから、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>当該シーケンスで燃料被覆管最高温度が平均出力燃料集合体で発生していることに関して、その理由と妥当性を記載した資料であるが、島根2号炉は、補足説明資料「9. 高圧・低圧注水機能喪失における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について」に記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>添付資料 2. 1. 1</u> 安定状態について</p> <p><u>添付資料 2. 1. 2</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 3</u> 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について</p> <p><u>添付資料 2. 1. 4</u> 7 日間における水源の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 5</u> 7 日間における燃料の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)</p>	<p><u>添付資料 2. 1. 2</u> 安定状態について (高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 3</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 4</u> 7 日間における水源の対応について (高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 5</u> 7 日間における燃料の対応について (高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 6</u> 常設代替交流電源設備の負荷 (高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 7 格納容器圧力逃がし装置の第二弁開操作を現場にて実施する場合の時間余裕</u></p>	<p><u>添付資料 2. 1. 1</u> 安定状態について (高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 2</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 3</u> 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について(高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 4</u> 7 日間における水源の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 5</u> 7 日間における燃料の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 1. 6</u> 常設代替交流電源設備の負荷(高圧・低圧注水機能喪失)</p> <p>(2. 2 高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 2. 1</u> 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の運転実績について</p> <p><u>添付資料 2. 2. 2</u> 安定状態について (高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 2. 3</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高圧注水・減圧機能喪失)</p>	<p>しており, 記載内容に相違はない。</p> <p>【東海第二】 格納容器圧力が 1 Pd から 2 Pd に到達するまでの時間を評価し, 現場操作の余裕時間を確認している資料であるが, 過圧の観点で厳しい「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」における評価事故シーケンスとの比較から時間余裕があることを確認しているため, 同様の添付資料は作成していない。</p>
<p><u>添付資料 2. 2. 1</u> 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の運転実績について</p> <p><u>添付資料 2. 2. 2</u> 安定状態について</p> <p><u>添付資料 2. 2. 3</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高圧注水・減圧機能喪失)</p>	<p><u>添付資料 2. 2. 1</u> 安定状態について (高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 2. 2</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 2. 3 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系の作動台数の考え方</u></p>	<p><u>添付資料 2. 2. 1</u> 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の運転実績について</p> <p><u>添付資料 2. 2. 2</u> 安定状態について (高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p><u>添付資料 2. 2. 3</u> 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(高圧注水・減圧機能喪失)</p>	<p>【東海第二】 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系の作動台</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について(高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p>添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について</p> <p>添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について</p> <p>添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について</p> <p>添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について</p> <p>添付資料 2.3.1.5 安定状態について</p> <p>添付資料 2.3.1.6 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))</p>	<p>添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について(高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p>添付資料 2.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p>添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について</p> <p>添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失(長期TB)時における原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について</p> <p>添付資料 2.3.1.1 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について</p> <p>添付資料 2.3.1.4 安定状態について(全交流動力電源喪失(長期TB))</p> <p>添付資料 2.3.1.5 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(全交流動力電源喪失(長期TB))</p>	<p>添付資料 2.2.4 7日間における燃料の対応について(高圧注水・減圧機能喪失)</p> <p>(2.3 全交流動力電源喪失)</p> <p>(2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗)</p> <p>添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について</p> <p>添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について</p> <p>添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗時における原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について</p> <p>添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について</p> <p>添付資料 2.3.1.5 安定状態について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗)</p> <p>添付資料 2.3.1.6 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗)</p>	<p>数について、ベースケースでは3系統に期待しており、1系統のみに期待した場合の感度解析を示した資料であるが、島根2号炉はベースケースにおいて1系統のみに期待した解析としており、内容は同等であるため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、高圧注水・減圧機能喪失時に常設代替交流電源設備により重大事故等対処設備への電源供給は実施しないため、同様の添付資料は作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
添付資料 2.3.1.7 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	添付資料 2.3.1.6 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(長期TB))	添付資料 2.3.1.7 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗)	
添付資料 2.3.1.8 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	添付資料 2.3.1.7 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(長期TB))	添付資料 2.3.1.8 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗)	
添付資料 2.3.1.9 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))	添付資料 2.3.1.8 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(長期TB))	添付資料 2.3.1.9 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPC S失敗)	
	添付資料 2.3.1.9 再循環系ポンプからのリークについて		【東海第二】 全交流動力電源喪失時における再循環ポンプメカニカルシール部からの原子炉冷却材の漏れ量についてを記載した資料であるが、島根2号炉は、補足説明資料「8. 原子炉再循環ポンプからのリークについて」に記載しており、記載内容に相違はない。
	添付資料 2.3.2.1 蓄電池による給電時間評価結果について	(2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)	【東海第二】 高圧代替注水系に必要な負荷を記載した資料であるが、島根2号炉は、「添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について」にRCIC及びHPACに必要な負荷を合わせて記載している。
添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の24時間運転継続に期待することの妥当性について	添付資料 2.3.2.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)時における高圧代替注水系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について	添付資料 2.3.2.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗時において高圧原子炉代替注水系の8時間運転継続に期待することの妥当性について	
	添付資料 2.3.2.3 安定状態について(全交流動力電源喪失(TB	添付資料 2.3.2.2 安定状態について(全交流動力電源喪失(外部	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 2.3.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)</p>	<p>D, TBU))</p> <p>添付資料 2.3.2.4 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(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))</p> <p>添付資料 2.3.2.5 原子炉注水開始が遅れた場合の時間余裕について</p> <p>添付資料 2.3.2.6 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))</p> <p>添付資料 2.3.2.7 7日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))</p> <p>添付資料 2.3.2.8 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))</p>	<p>電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)</p> <p>添付資料 2.3.2.3 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(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗)</p> <p>添付資料 2.3.2.4 注水開始操作の時間余裕について</p>	<p>備考</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、長期TBの評価結果と同様であるため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、長期TBの評価結果と同様であるため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、長期TBの評価結果と同様であるため、同様の添付資料を作成していない。</p>
<p>添付資料 2.3.4.1 安定状態について</p>	<p>添付資料 2.3.3.1 安定状態について(全交流動力電源喪失(TBP))</p>	<p>(2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)</p> <p>添付資料 2.3.4.1 安定状態について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)</p>	
<p>添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)</p>	<p>添付資料 2.3.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(TBP))</p>	<p>添付資料 2.3.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)</p>	
<p>添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始操作の時間余裕について</p>	<p>添付資料 2.3.3.3 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について(全交流動力電源喪失(TBP))</p>	<p>添付資料 2.3.4.3 減圧・注水開始操作の時間余裕について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)</p>	
<p>添付資料 2.3.4.4 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)</p>	<p>添付資料 2.3.3.4 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(TBP))</p>	<p>添付資料 2.3.4.4 7日間における水源の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 2.3.4.5 7 日間における燃料の対応について (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)</p> <p>添付資料 2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷 (全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)</p>	<p>添付資料 2.3.3.5 7 日間における燃料の対応について (全交流動力電源喪失(TBP))</p> <p>添付資料 2.3.3.6 常設代替交流電源設備の負荷 (全交流動力電源喪失(TBP))</p> <p>添付資料 2.3.3.7 逃がし安全弁吹出量の影響について</p>	<p>添付資料 2.3.4.5 7 日間における燃料の対応について(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)</p> <p>添付資料 2.3.4.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗)</p>	<p>【東海第二】 逃がし安全弁の吹出量が大きくなった場合の評価項目に与える影響を評価した資料であり、島根2号炉は、補足説明資料「51. 逃がし安全弁吹出量の影響について」に記載しており、記載内容に相違はない。</p>
<p>添付資料 2.4.1.1 安定状態について</p> <p>添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p>	<p>添付資料 2.4.1.1 安定状態について (崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.1.3 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について</p>	<p>(2.4 崩壊熱除去機能喪失) (2.4.1 取水機能が喪失した場合)</p> <p>添付資料 2.4.1.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p>	<p>【東海第二】 非常用ディーゼル発電機が起動した場合の影響について記載した資料であるが、島根2号炉は、補足説明資料「10. 取水機能喪失時の非常用ディーゼル発電設備が起動した場合の影響について」にて記載しており、記載内容に相違はない。</p>
<p>添付資料 2.4.1.3 7 日間における水源の対応について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p>	<p>添付資料 2.4.1.4 7 日間における水源の対応について (崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p>		<p>【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、崩壊熱</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 2.4.1.4 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.1 安定状態について</p> <p>添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性</p> <p>添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について</p> <p>添付資料 2.5.3 安定状態について</p> <p>添付資料 2.5.4 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(原子炉停止機能喪失)</p> <p>添付資料 2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響</p>	<p>添付資料 2.4.1.5 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.1.6 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.5.1 <u>プラント動特性評価における評価対象炉心の選定について</u></p> <p>添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について</p> <p>添付資料 2.5.3 安定状態について(原子炉停止機能喪失)</p> <p>添付資料 2.5.4 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(原子炉停止機能喪失)</p> <p>添付資料 2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響</p>	<p>添付資料 2.4.1.3 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>添付資料 2.4.1.4 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))</p> <p>(2.4.2 残留熱除去系が故障した場合)</p> <p>添付資料 2.4.2.1 安定状態について(<u>崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)</u>)</p> <p>添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>添付資料 2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))</p> <p>(2.5 原子炉停止機能喪失)</p> <p>添付資料 2.5.1 <u>評価対象の炉心を平衡炉心サイクル末期とすることの妥当性</u></p> <p><u>添付資料 2.5.2 Pu同位体組成による動的ボイド係数、動的ドップラ係数への影響</u></p> <p>添付資料 2.5.3 自動減圧系等の自動起動阻止操作の考慮について</p> <p>添付資料 2.5.4 安定状態について(<u>原子炉停止機能喪失</u>)</p> <p>添付資料 2.5.5 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(原子炉停止機能喪失)</p> <p>添付資料 2.5.6 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響</p>	<p>除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)時はS/Cを水源としており、外部水源に期待していないため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、MOX適用プラントであることから、当該の添付資料を作成している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 2. 6. 2 安定状態について</p> <p>添付資料 2. 6. 3 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(LOCA 時注水機能喪失)</p> <p>添付資料 2. 6. 4 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について</p> <p>添付資料 2. 6. 5 7 日間における水源の対応について(LOCA 時注水機能喪失)</p> <p>添付資料 2. 6. 6 7 日間における燃料の対応について(LOCA 時注水機能喪失)</p>	<p><u>対する指針との対比について</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 4 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 5 安定状態について (LOCA 時注水機能喪失)</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 6 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 (LOCA 時注水機能喪失)</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 7 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について (LOCA 時注水機能喪失)</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 8 7 日間における水源の対応について (LOCA 時注水機能喪失)</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 9 7 日間における燃料の対応について (LOCA 時注水機能喪失)</u></p>	<p><u>添付資料 2. 6. 2 安定状態について(LOCA 時注水機能喪失)</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 3 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(LOCA 時注水機能喪失)</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 4 減圧・注水操作の時間余裕について</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 5 7 日間における水源の対応について(LOCA 時注水機能喪失)</u></p> <p><u>添付資料 2. 6. 6 7 日間における燃料の対応について(LOCA 時注水機能喪失)</u></p>	<p>島根 2 号炉は, 評価上必要な条件は本文中に記載していることから, 同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>格納容器からの漏えい及び非常用ガス処理系による系外放出を考慮した場合の影響については, 非常用ガス処理系による系外放出を考慮している設計基準事故の「原子炉冷却材喪失」の評価結果が, 「全交流動力電源喪失」における実効線量よりも小さい値となっており, その影響は小さく有意ではないことを確認していることから, 同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>「添付資料 2. 6. 1 「LOCA 時注水機能喪失」の事故条件の設定について」にて記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p>添付資料 2.7.2 安定状態について</p> <p>添付資料 2.7.3 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(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>添付資料 2.7.4 7 日間における燃料の対応について(インターフェイスシステム LOCA)</p>	<p>添付資料 2.6.10 常設代替交流電源設備の負荷 (LOCA時注水機能喪失)</p> <p>添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応操作について</p> <p>添付資料 2.7.2 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p><u>添付資料 2.7.3 インターフェイスシステム LOCA 時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について</u></p> <p>添付資料 2.7.4 安定状態について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p> <p>添付資料 2.7.5 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 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p> <p><u>添付資料 2.7.6 7 日間における水源の対応について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</u></p> <p>添付資料 2.7.7 7 日間における燃料の対応について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p> <p><u>添付資料 2.7.8 常設代替交流電源設備の負荷 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</u></p>	<p>添付資料 2.6.7 常設代替交流電源設備の負荷 (LOCA時注水機能喪失)</p> <p><u>(2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</u></p> <p>添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応操作について</p> <p>添付資料 2.7.2 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について</p> <p>添付資料 2.7.3 安定状態について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p> <p>添付資料 2.7.4 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 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p> <p>添付資料 2.7.5 7 日間における燃料の対応について (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA))</p>	<p>【東海第二】</p> <p>ISLOCA と LOCA (DBA) を比較した場合、ISLOCA は格納容器外へ熱量が流出し、格納容器圧力及び温度の観点では LOCA (DBA) 事象の方が厳しくなることを説明した資料であるため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、ISLOCA 時は S/C を水源としており、外部水源に期待していないため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉では、ISLOCA 時に常設代替交流電源設備により重大事故等対処設備への電源</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 3.1.2.1 格納容器気相部温度が原子炉格納容器の健全</p>	<p>添付資料 2.8.1 <u>基準津波を超え敷地に遡上する津波への対応について</u></p> <p>添付資料 2.8.2 <u>基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準適合のための基本方針及び施設の防護方針について</u></p> <p>添付資料 2.8.3 <u>地震発生と同時に津波が到達するとした評価上の想定の妥当性について</u></p> <p>添付資料 2.8.4 <u>7日間における水源の対応について (津波浸水による最終ヒートシンク喪失)</u></p> <p>添付資料 2.8.5 <u>7日間における燃料の対応について (津波浸水による最終ヒートシンク喪失)</u></p> <p>添付資料 2.8.6 <u>常設代替交流電源設備の負荷 (津波浸水による最終ヒートシンク喪失)</u></p> <p>添付資料 2.8.7 <u>全交流動力電源喪失 (長期TB) との事故対応の相違点について</u></p> <p>添付資料 3.1.2.1 <u>炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について</u></p> <p>添付資料 3.1.2.2 <u>原子炉水位不明時の対応について</u></p> <p>添付資料 3.1.2.3 <u>常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について</u></p> <p>添付資料 3.1.2.8 <u>格納容器雰囲気温度が格納容器の健全性に与え</u></p>	<p>(3. <u>運転中の原子炉における重大事故</u>)</p> <p>(3.1 <u>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</u>)</p>	<p>供給は実施しないため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「20. 炉心損傷, 原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「23. 最長許容炉心露出時間及び水位不明判断曲線」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「5. 深層防護の考え方について」にて記載している。</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>性に与える影響について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))</u></p>	<p><u>る影響について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))</u></p>		<p>島根2号炉は、格納容器雰囲気温度最高値が200℃を超えないため、同様の添付資料は作成していない。</p>
<p>添付資料 3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p>	<p>添付資料 3.1.2.6 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p>	<p>添付資料 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p>	
<p>添付資料 3.1.2.3 安定状態について(代替循環冷却系を使用する場合)</p>	<p>添付資料 3.1.2.9 安定状態について(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する場合))</p>	<p>添付資料 3.1.2.2 安定状態について(残留熱代替除去系を使用する場合)</p>	
<p>添付資料 3.1.2.4 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について</p>	<p>添付資料 3.1.2.10 格納容器内に存在するアルミニウム/亜鉛の反応により発生する水素の影響について</p>	<p>添付資料 3.1.2.3 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について</p>	
<p>添付資料 3.1.2.5 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</p>	<p>添付資料 3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について</p>	<p>添付資料 3.1.2.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))</p>	
<p>添付資料 3.1.2.6 原子炉格納容器漏えい率の設定について</p>	<p>添付資料 3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について 添付資料 3.1.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))</p>	<p>添付資料 3.1.2.5 原子炉格納容器漏えい率の設定について</p>	<p>【東海第二】 「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果 b. 評価項目等」に記載していることから、同様の添付資料を作成していない。</p>
<p>添付資料 3.1.2.7 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(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する場合)))</p>	<p>添付資料 3.1.2.11 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(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する場合))</p>	<p>添付資料 3.1.2.6 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(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))</p>	
<p>添付資料 3.1.2.8 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について</p>	<p>添付資料 3.1.2.12 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について</p>	<p>添付資料 3.1.2.7 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について</p>	
<p>添付資料 3.1.2.9 7 日間における水源の対応について(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する場合)</p>	<p>添付資料 3.1.2.13 7 日間における水源の対応について(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する場合))</p>	<p>添付資料 3.1.2.8 7 日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用する場合)</p>	
<p>添付資料 3.1.2.10 7 日間における燃料の対応について(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する場合)</p>	<p>添付資料 3.1.2.14 7 日間における燃料の対応について(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する場合))</p>	<p>添付資料 3.1.2.9 7 日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用する場合)</p>	
<p>添付資料 3.1.2.11 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温</p>	<p>添付資料 3.1.2.15 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・</p>	<p>添付資料 3.1.2.10 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損):<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合)</p> <p>添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について</p> <p>添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について</p> <p>添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において<u>代替循環冷却系</u>を使用しない場合における<u>格納容器圧力逃がし装置</u>からのCs-137 放出量評価について</p> <p>添付資料 3.1.3.4 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</p>	<p>温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合))</p> <p><u>添付資料 3.1.2.16 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について</u></p> <p><u>添付資料 3.1.3.1 東海第二発電所の格納容器設計の特徴を踏まえた過圧破損防止対策について</u></p> <p><u>添付資料 3.1.3.2 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について</u></p> <p><u>添付資料 3.1.3.13 非凝縮性ガスの影響について</u></p> <p><u>添付資料 3.1.3.3 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について</u></p> <p><u>添付資料 3.1.3.4 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137の放出量評価</u></p> <p>添付資料 3.1.3.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価等について</p>	<p>温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(<u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合)</p> <p><u>添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について</u></p> <p><u>添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について</u></p> <p><u>添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について</u></p> <p>添付資料 3.1.3.4 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について(<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>)</p>	<p>【東海第二】 酸素濃度を基準に窒素を注入する東海第二固有の対応操作に関する資料であることから、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】 MARK-II型格納容器の東海第二において、代替循環冷却系を多重化している等の固有の設計を説明した資料であることから、島根2号炉では同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 「第 3.1.3.2-1(2)図注水流量の推移」にて崩壊熱相当の注水量の推移を示していることから、同様の添付資料は作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 3.1.3.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用しない場合)</p> <p>添付資料 3.1.3.6 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(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)))</p> <p>添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について</p> <p>添付資料 3.1.3.8 7日間における水源の対応について(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)</p> <p>添付資料 3.1.3.9 7日間における燃料の対応について(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)</p> <p>添付資料 3.1.3.10 常設代替交流電源設備の負荷(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)</p> <p>添付資料 3.2.1 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</p>	<p><u>添付資料 3.1.3.6 格納容器内での除去効果について</u></p> <p>添付資料 3.1.3.7 安定状態について(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できない場合))</p> <p>添付資料 3.1.3.8 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(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できない場合))</p> <p>添付資料 3.1.3.9 注水操作が遅れる場合の影響について</p> <p>添付資料 3.1.3.10 7日間における水源の対応について(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できない場合))</p> <p>添付資料 3.1.3.11 7日間における燃料の対応について(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できない場合))</p> <p>添付資料 3.1.3.12 常設代替交流電源設備の負荷(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できない場合))</p> <p><u>添付資料 3.1.3.14 サプレッション・プール水位上昇による真空破壊弁への影響について</u></p> <p>添付資料 3.2.6 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</p>	<p>添付資料 3.1.3.5 安定状態について(残留熱代替除去系を使用しない場合)</p> <p>添付資料 3.1.3.6 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(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)))</p> <p>添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について</p> <p><u>添付資料 3.1.3.8 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作開始を限界圧力接近時とした場合の影響</u></p> <p>添付資料 3.1.3.9 7日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用しない場合)</p> <p>添付資料 3.1.3.10 7日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用しない場合)</p> <p>添付資料 3.1.3.11 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))(残留熱代替除去系を使用しない場合)</p> <p>(3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>添付資料 3.2.1 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</p>	<p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料「13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果」にて記載している。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉では、真空破壊弁水没後の格納容器圧力評価(MAAP)を実施しており本文中に評価結果を記載しているため、同様の添付資料を作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>添付資料 3.2.3 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</u></p> <p><u>添付資料 3.2.2 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</u></p>	<p><u>添付資料 3.2.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について</u></p> <p><u>添付資料 3.2.1 原子炉压力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について</u></p> <p><u>添付資料 3.2.2 原子炉压力容器の破損判断について</u></p> <p><u>添付資料 3.2.3 ペDESTAL (ドライウェル部) 内の水位管理方法について</u></p> <p><u>添付資料 3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい可能性と事象進展等に与える影響について</u></p>	<p><u>添付資料 3.2.2 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づけ</u></p> <p><u>添付資料 3.2.3 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</u></p>	<p>【東海第二】 補足説明資料「11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 RPV破損判断から注水開始までの余裕時間が短い東海第二固有の資料であることから、同様の添付資料は作成していない。なお、破損判断は「3.2.1(3)h. 原子炉压力容器破損確認」等に記載している。</p> <p>【東海第二】 通常運転時から下部ペDESTALに水張りをしている東海第二固有の資料であることから、同様の添付資料は作成していない。なお、ペDESTALへの注水操作は「3.2.1(3)i. 溶融炉心への注水」等に記載している。</p> <p>【東海第二】 「添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>添付資料 3.2.5 7 日間における水源の対応について (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>添付資料 3.2.6 7 日間における燃料の対応について (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p>	<p><u>添付資料 3.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</u></p> <p><u>添付資料 3.2.8 安定状態について(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</u></p> <p>添付資料 3.2.9 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)</p> <p><u>添付資料 3.2.10 代替循環冷却系による原子炉注水を考慮しない場合の影響評価について</u></p> <p>添付資料 3.2.11 7 日間における水源の対応について(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>添付資料 3.2.12 7 日間における燃料の対応について(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>添付資料 3.2.13 常設代替交流電源設備の負荷(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p><u>添付資料 3.2.14 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について</u></p> <p><u>添付資料 3.2.15 コリウムシールド材料の選定について</u></p>	<p>添付資料 3.2.4 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)</p> <p>添付資料 3.2.5 7 日間における水源の対応について (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>添付資料 3.2.6 7 日間における燃料の対応について (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>添付資料 3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)</p>	<p>熱)」にて記載している。 【東海第二】 「3.5.2(3) 有効性評価の結果 b. 評価項目等」に記載していることから、同様の添付資料は作成していない。 【東海第二】 「添付資料 3.5.1 安定状態について(溶融炉心・コンクリート相互作用)」にて記載している。 【東海第二】 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱において、原子炉注水をベースケースで考慮していないため、島根 2号炉は同様の添付資料を作成していない。 【東海第二】 「添付資料 3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性」にて記載している。 【東海第二】 補足説明資料「29. ドライウェルサンプルへの溶融炉心流入防止対策</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理</p> <p>添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価</p> <p>添付資料 3.3.3 <u>原子炉格納容器下部</u>への水張り実施の適切性</p>	<p><u>添付資料 3.2.16 コリウムシールド厚さ, 高さの設定について</u></p> <p><u>添付資料 3.2.17 原子炉圧力容器の破損位置について</u></p> <p><u>添付資料 3.2.18 格納容器内に注入する窒素温度条件について</u></p> <p>添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (<u>炉外FCI</u>) に関する知見の整理について</p> <p>添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を<u>想定</u>した場合の<u>格納容器</u>の健全性への影響評価</p> <p><u>添付資料 3.3.3 JASMIN E解析について</u></p>	<p>(3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)</p> <p>添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理</p> <p>添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を<u>仮定</u>した場合の<u>原子炉格納容器</u>の健全性への影響評価</p> <p>添付資料 3.3.3 <u>ペデスタル</u>への水張り実施の適切性</p>	<p>に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「29. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「34. 原子炉圧力容器の破損位置について」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は, 窒素の注入温度を最確値における最大温度でベースケースの評価を実施していることから, 同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】 「添付資料 1.5.1 島根原子力発電所 2号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ」及び「添付資料 3.3.2</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)</p> <p><u>添付資料 3.3.5 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響</u></p> <p>添付資料 3.3.6 プラント損傷状態をLOCA とした場合の圧カスパイクへの影響</p>	<p><u>添付資料 3.3.4 水蒸気爆発評価の解析モデルについて</u></p> <p><u>添付資料 3.3.5 水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響</u></p> <p>添付資料 3.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)</p> <p><u>添付資料 3.3.7 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響</u></p> <p>添付資料 3.3.8 プラント損傷状態をLOCA とした場合の圧カスパイクへの影響</p>	<p>添付資料 3.3.4 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 (原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)</p> <p>添付資料 3.3.5 プラント損傷状態をLOCA とした場合の圧カスパイクへの影響</p> <p>(3.4 水素燃焼)</p>	<p>水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 添付資料「1.5.1 島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用において、水蒸気爆発が起こる可能性は低いことから、同様の添付資料を作成していない。なお、強度として問題のない材料を当社も用いている。</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響は解析コードの説明資料において感度解析を実施しており、感度が小さいことを確認していることから、同様の添付資料を作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響</p> <p>添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について</p> <p>添付資料 3.4.3 安定状態について</p> <p>添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について (水素燃焼)</p> <p>添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響</p>	<p>添付資料 3.4.5 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について</p> <p>添付資料 3.4.1 水の放射線分解の評価について</p> <p><u>添付資料 3.4.2 シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定について</u></p> <p>添付資料 3.4.3 安定状態について (水素燃焼)</p> <p>添付資料 3.4.4 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 (水素燃焼)</p> <p>添付資料 3.4.6 原子炉注水開始時間の評価結果への影響について</p> <p><u>添付資料 3.4.7 格納容器内における気体のミキシングについて</u></p> <p><u>添付資料 3.5.1 コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について</u></p> <p><u>添付資料 3.5.2 溶融炉心による熱影響評価について</u></p>	<p>添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響</p> <p>添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について</p> <p>添付資料 3.4.3 安定状態について (水素燃焼)</p> <p>添付資料 3.4.4 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 (水素燃焼)</p> <p>添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響</p> <p><u>(3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用)</u></p>	<p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料「3. G 値について」及び「17. 実効G 値に係る電力共同研究の追加実験について」にて記載している。</p> <p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料「4. 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて」にて記載している。</p> <p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料「29. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について」にて記載している。</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二はコリウムシールドの裏側にあるコンクリートで RPV を支持しているのに対し、島根 2 号炉はコンクリートのみならず、内側鋼板及び外側鋼板があり、さらに外側鋼板のみで</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 3.5.1 安定状態について</p> <p>添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について(熔融炉心・コンクリート相互作用)</p> <p>添付資料 3.5.3 熔融炉心の崩壊熱及び熔融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、<u>格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制した場合及びコリウムシールド内側への越流を考慮した場合</u>のコンクリート侵食量及び熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p>添付資料 4.1.1 <u>使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</u></p> <p>添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の<u>使用済燃料</u>からの線量率」の評価について</p> <p>添付資料 4.1.3 安定状態について</p>	<p><u>添付資料 3.5.3 熔融炉心の排水流路内での凝固停止評価について</u></p> <p>添付資料 3.5.4 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(熔融炉心・コンクリート相互作用)</p> <p><u>添付資料 4.1.1 使用済燃料プールの監視について</u></p> <p>添付資料 4.1.2 <u>使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</u></p> <p>添付資料 4.1.3 <u>水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について</u></p> <p>添付資料 4.1.4 安定状態について(想定事故1)</p>	<p>添付資料 3.5.1 安定状態について(<u>熔融炉心・コンクリート相互作用</u>)</p> <p>添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(熔融炉心・コンクリート相互作用)</p> <p>添付資料 3.5.3 熔融炉心の崩壊熱及び熔融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、<u>ペDESTAL床面での熔融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリート侵食量及び熔融炉心・コンクリート相互作用</u>によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p><u>(4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故)</u> <u>(4.1 想定事故1)</u></p> <p>添付資料 4.1.1 <u>燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</u></p> <p>添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の<u>燃料等</u>からの線量率」の評価について</p> <p>添付資料 4.1.3 安定状態について(<u>想定事故1</u>)</p>	<p>原子炉圧力容器を支持できることを確認していることから、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「29. ドライウェルサンプへの熔融炉心流入防止対策に期待した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用の影響についてにて」にて記載している。</p> <p>【東海第二】 補足説明資料「69. 燃料プールの監視について」にて記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 4.1.4 <u>柏崎刈羽 6号及び7号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p>	<p>添付資料 4.1.5 <u>使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p>添付資料 4.1.6 <u>使用済燃料プール水温の管理について</u></p> <p>添付資料 4.1.7 <u>自然蒸発による水位低下速度について</u></p> <p>添付資料 4.1.8 <u>使用済燃料プール (SFP) ゲートについて</u></p>	<p>添付資料 4.1.4 <u>島根 2号炉 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p>	<p>【東海第二】</p> <p>「第 4.1.2-1 表 主要評価条件 (想定事故 1)」及び「第 4.2.2-1 表 主要評価条件 (想定事故 2)」に燃料プール水温の条件と考え方を記載していることから、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、また事象発生直後より沸騰が開始するとした感度評価を行っており、その場合においても、対策の有効性を確認していることから、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料「19. 燃料プールゲートについて」にて記載している。</p>
<p>添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故 1)</p> <p>添付資料 4.1.6 7 日間における水源の対応について (想定事故 1)</p> <p>添付資料 4.1.7 7 日間における燃料の対応について (想定事故 1)</p>	<p>添付資料 4.1.9 評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故 1)</p> <p>添付資料 4.1.10 7 日間における水源の対応について (想定事故 1)</p> <p>添付資料 4.1.11 7 日間における燃料の対応について (想定事故 1)</p> <p>添付資料 4.1.12 <u>常設代替交流電源設備の負荷 (想定事故 1)</u></p>	<p>添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について (想定事故 1)</p> <p>添付資料 4.1.6 7 日間における水源の対応について (想定事故 1)</p> <p>添付資料 4.1.7 7 日間における燃料の対応について (想定事故 1)</p>	<p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉では、想定事故 1 において常設代替交流電源設備により重大事故等対処設備への電源供給は実施しな</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 4.2.1 <u>使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</u></p> <p>添付資料 4.2.2 <u>想定事故 2 において開固着及び貫通クラックによる損傷を想定している理由</u></p> <p>添付資料 4.2.3 <u>6号及び7号炉 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて</u></p> <p>添付資料 4.2.4 <u>安定状態について</u></p> <p>添付資料 4.2.5 <u>評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.6 <u>7日間における水源の対応について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.7 <u>7日間における燃料の対応(想定事故 2)</u></p>	<p>添付資料 4.1.13 <u>使用済燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について</u></p> <p>添付資料 4.2.1 <u>使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</u></p> <p>添付資料 4.2.2 <u>想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について</u></p> <p>添付資料 4.2.3 <u>使用済燃料プールの静的サイフォンブレイカについて</u></p> <p>添付資料 4.2.4 <u>安定状態について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.5 <u>評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.6 <u>7日間における水源の対応について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.7 <u>7日間における燃料の対応について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.8 <u>常設代替交流電源設備の負荷(想定事故 2)</u></p>	<p>(4.2 想定事故 2)</p> <p>添付資料 4.2.1 <u>燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</u></p> <p>添付資料 4.2.2 <u>燃料プールのサイフォンブレイク配管について</u></p> <p>添付資料 4.2.3 <u>安定状態について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.4 <u>評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.5 <u>7日間における水源の対応について(想定事故 2)</u></p> <p>添付資料 4.2.6 <u>7日間における燃料の対応について(想定事故 2)</u></p>	<p>いため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料「40. 燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について」にて記載している。</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、全周破断を想定しているため、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>補足説明資料「18. 想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について」にて記載している。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉では、想定事故 2 において常設代替交流電源設備により重大事故等対処設備への電源供給は実施しないため、同様の添付資料を作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における有効燃料棒頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について</p> <p>添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定</p> <p>添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方</p> <p>添付資料 5.1.4 安定状態について</p> <p>添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について</p> <p>添付資料 5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について</p> <p>添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)</p>	<p>添付資料 5.1.1 運転停止中における通常時のプラント監視について</p> <p>添付資料 5.1.3 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について</p> <p>添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定</p> <p>添付資料 5.1.4 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における崩壊熱の設定の考え方</p> <p>添付資料 5.1.5 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について</p> <p>添付資料 5.1.6 安定停止状態について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)</p> <p>添付資料 5.1.7 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について</p> <p>添付資料 5.1.8 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)</p>	<p>(5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)</p> <p>(5.1 崩壊熱除去機能喪失)</p> <p>添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について</p> <p>添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定</p> <p>添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方</p> <p>添付資料 5.1.4 安定状態について(運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))</p> <p>添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について</p> <p>添付資料 5.1.6 運転停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について</p> <p>添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))</p>	<p>【東海第二】</p> <p>「第 5.1.1-1 表 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について」にて記載していることから、同様の添付資料は作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>「添付資料 5.1.6 運転停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について」にて退避時間を記載していることから、同様の添付資料を作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
添付資料 5.1.8 7日間における燃料の対応について(運転停止中崩壊熱除去機能喪失)	添付資料 5.1.9 7日間における燃料の対応について(運転停止中崩壊熱除去機能喪失)	添付資料 5.1.8 7日間における燃料の対応について(運転停止中(崩壊熱除去機能喪失))	
	添付資料 5.1.10 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中崩壊熱除去機能喪失)		【東海第二】 島根2号炉では、運転停止中(崩壊熱除去機能喪失)において常設代替交流電源設備により重大事故等対処設備への電源供給は実施しないため、同様の添付資料を作成していない。
添付資料 5.2.1 安定状態について	添付資料 5.2.1 安定停止状態について(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.1 安定状態について(運転停止中(全交流動力電源喪失))	
添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中(全交流動力電源喪失))	
	添付資料 5.2.3 運転停止中の全交流動力電源喪失時におけるサブレーション・プール水への影響について		【東海第二】 東海第二固有の解析条件を踏まえた資料であることから、同様の添付資料は作成していない。
添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.4 7日間における水源の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))	
添付資料 5.2.4 7日間における燃料の対応(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.5 7日間における燃料の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.4 7日間における燃料の対応について(運転停止中(全交流動力電源喪失))	
添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.6 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中 全交流動力電源喪失)	添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中(全交流動力電源喪失))	
		(5.3 原子炉冷却材の流出)	
添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の線量率評価について	添付資料 5.3.1 原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量率評価について	添付資料 5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の線量率評価について	
添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え方	添付資料 5.3.2 「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方	添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え方	
添付資料 5.3.3 安定状態について	添付資料 5.3.3 安定停止状態について(運転停止中 原子炉冷却材の流出)	添付資料 5.3.3 安定状態について(運転停止中(原子炉冷却材の流出))	
添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中)	添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中)	添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中)	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>止中 原子炉冷却材の流出)</p> <p>添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応について(運転停止中 原子炉冷却材の流出)</p> <p>添付資料 5.4.1 反応度の誤投入事象の代表性について</p> <p>添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における燃料エンタルピ</p> <p>添付資料 5.4.3 反応度の誤投入における炉心平均中性子束の推移</p> <p>添付資料 5.4.4 安定状態について</p> <p>添付資料 5.4.5 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(運転停止中 反応度誤投入)</p> <p>添付資料 5.4.6 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて</p> <p>添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について</p>	<p>止中 原子炉冷却材の流出)</p> <p>添付資料 5.4.1 反応度誤投入事象の代表性について</p> <p>添付資料 5.4.2 安定停止状態について(運転停止中 反応度の誤投入)</p> <p>添付資料 5.4.3 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(運転停止中 反応度の誤投入)</p> <p>添付資料 5.4.4 原子炉初期出力に係る感度解析の評価条件について</p> <p>添付資料 5.4.5 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について</p> <p>添付資料 6.1.1 同時被災時における必要な要員及び資源について</p>	<p>止中(原子炉冷却材の流出))</p> <p>添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応について(運転停止中(原子炉冷却材の流出))</p> <p>(5.4 反応度の誤投入)</p> <p>添付資料 5.4.1 反応度の誤投入事象の代表性について</p> <p>添付資料 5.4.2 安定状態について(運転停止中(反応度の誤投入))</p> <p>添付資料 5.4.3 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(運転停止中(反応度の誤投入))</p> <p>添付資料 5.4.4 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて</p> <p>(6. 必要な要員及び資源の評価)</p> <p>添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、反応度誤投入時のエンタルピ評価を本文中に記載しているため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、反応度誤投入時の挙動説明を本文中に記載しているため、同様の添付資料を作成していない。</p> <p>【東海第二】</p> <p>Cm-242 および Cm-244 の減衰による初期出力の低下は、その半減期を考慮すると、1/10 倍以下になるのは相当の期間を要するため、感度解析の条件は妥当である判断していることから、同様の添付資料は作成していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について</p> <p>添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について</p> <p>添付資料 6.3.1 水源, 燃料, 電源負荷評価結果について</p>	<p>添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について</p> <p>添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について</p> <p>添付資料 6.3.1 水源, 燃料, 電源負荷評価結果について</p>	<p>添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について</p> <p>添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について</p> <p>添付資料 6.3.1 水源, 燃料, 電源負荷評価結果について</p>	

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>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)</p> <p>3.1.1 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU, TBP 及び TBD 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「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, 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, 非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉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の蓄積によって, 原子炉格納容器内の雰囲気圧力・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。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系 (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, また, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>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)</p> <p>3.1.1 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU, TBP 及び TBD 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「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, 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, 非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 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の蓄積によって, 格納容器内の雰囲気圧力・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。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系 (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) による格納容器冷却, また, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>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)</p> <p>3.1.1 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU, TBP 及び TBD 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「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, 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, 非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉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の蓄積によって, 原子炉格納容器内の雰囲気圧力・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。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 損傷炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却, また, 残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は, 可搬型設備により格納容器冷却を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>本格納容器破損モードは、原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、<u>代替循環冷却系</u>の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合と使用しない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。<u>代替循環冷却系</u>が使用できる場合には、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>よりも優先して使用する。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「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」にて確認する。</p>	<p>また、<u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器内における水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>本格納容器破損モードは、<u>格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。</u>また、<u>代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスに対して代替循環冷却系が使用できない場合についても、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。</u></p> <p>なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「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」にて確認する。</p>	<p>また、<u>原子炉格納容器の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止するために、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>本格納容器破損モードは、<u>原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり、残留熱代替除去系の使用可否により、格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため、残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合の両者について、格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。</u>残留熱代替除去系が使用できる場合には、<u>格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。</u></p> <p>なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「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」にて確認する。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。 【東海第二】 島根 2 号炉は、酸素濃度基準ではなく、残留熱代替除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 記載表現は異なるものの、島根 2 号炉及び先行電力において、残留熱代替除去系を使用する場合及び残留熱代替除去系を使用しない場合の両者について有効性評価を行うことを記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3. 1. 2 <u>代替循環冷却系</u>を使用する場合</p> <p>3. 1. 2. 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、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、初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>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<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本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. 2. 1 図から第 3. 1. 2. 4 図に、対応手順の概要を第 3. 1. 2. 5 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. 2. 1 表に示す。</p>	<p>3. 1. 2 <u>代替循環冷却系</u>を使用する場合</p> <p>3. 1. 2. 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、<u>格納容器</u>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<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段及び<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段を整備する。</p> <p>また、安定状態に向けた対策として<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱手段及び<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入手段を整備する。</p> <p>本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. 2-1 図に、対応手順の概要を第 3. 1. 2-2 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. 2-1 表に示す。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 1. 2. 1)</p>	<p>3. 1. 2 <u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合</p> <p>3. 1. 2. 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、<u>原子炉格納容器</u>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<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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<u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器除熱手段及び<u>可搬式窒素供給装置</u>による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。</p> <p>本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. 2. 1-1(1)図及び第 3. 1. 2. 1-1(2)図に、対応手順の概要を第 3. 1. 2. 1-2 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. 2. 1-1 表に示す。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、事象初期に格納容器スプレイを実施しない(原子炉注水を優先的に実施し、注水後過熱蒸気による影響が緩和され格納容器スプレイの実施基準に至らないため)。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しないため、格納容器代替スプレイ系を安定状態に向けた対策としておらず、また、可燃性ガスの抑制のために窒素注入をすることから、可搬式窒素供給装置を安定状態に向けた対策として</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<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、<u>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※1</u>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、<u>緊急時対策要員 (現場) は 8 名※1</u>である。</p> <p>また、<u>事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 36 名</u>である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2.6 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、<u>28 名</u>で対処可能である。</p> <p>※1 <u>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 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。</u></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>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域モニタ等</u>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、<u>事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員 (初動) 20 名</u>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、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、<u>現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名</u>である。</p> <p>また、<u>事象発生 2 時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名</u>である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2-3 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、<u>20 名</u>で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム、<u>LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認</u></p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装等</u>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、<u>緊急時対策要員 31 名</u>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、<u>当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名</u>である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は <u>5 名</u>、<u>復旧班要員は 19 名</u>である。</p> <p>必要な要員と作業項目について第 3.1.2.1-3 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、<u>31 名</u>で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、<u>平均出力領域計装</u>である。</p>	<p>・体制の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能な体制を整備。</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員 31 名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <p>・体制の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】 運用及び設備の相違に伴う、必要要員数の相違。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、解析上考慮していない要員も含めた要員数を記載している。</p> <p>・設備の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	<p><u>LOCA 発生を確認する。</u></p> <p><u>LOCA 発生を確認するために必要な計装設備は、ドレイウエル圧力等である。</u></p> <p><u>外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統 (6.9kV) の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至ることから、全交流動力電源喪失を確認する。また、全交流動力電源喪失により非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を想定する。</u></p> <p><u>全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、M/C 2C 電圧等である。</u></p> <p>【比較のため、「a.」の一部を記載】</p>		<p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、中性子源領域計装 (SRM) 及び中間領域計装 (IRM), 柏崎 6/7, 東海第二は起動領域計装 (SRNM) を採用している。柏崎 6/7, 東海第二は、運転時挿入されている SRNM により確認が可能な設備として、等を記載しているが、島根 2 号炉は、SRM 及び IRM が運転時引き抜きのため、平均出力領域計装 (APRM) により確認することとしている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、本シーケンスの対応として LOCA 発生による事象初期の格納容器スプレイを実施しないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、全交流動力電源喪失の確認を「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」で記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。 非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p>	<p><u>また、全交流動力電源喪失により非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を想定する。</u> <u>全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、M/C 2C 電圧等である。</u></p> <p>【ここまで】</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失の確認 <u>原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</u> <u>原子炉への注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、原子炉隔離時冷却系系統流量である。</u></p>	<p>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。 非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、各ポンプの出口流量により非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失を判断しているが、東海第二では全交流動力電源喪失によって非常用炉心冷却系が起動できないため、非常用炉心冷却機能喪失と判断している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系と非常用炉心冷却系を合わせて「非常用炉心冷却系等」と記載。</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認」で非常用炉心冷却系等の機能喪失を記載しているが、東海第二では、全交流動力電源喪失で非常用炉心冷却系の機能喪失確認をしているため、「a. 原子炉スクラム、LOC」</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<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>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が機能喪失する。これにより<u>所内高圧系統 (6. 9kV) の母線</u>が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線 (6. 9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、<u>代替原子炉補機冷却系及び低圧代替注水系 (常設)</u>の準備を開始する。</p> <p>c. 炉心損傷確認</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、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・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、<u>格納容器内雰囲気放射線レベル</u>である。 (添付資料 3.1.3.1)</p> <p>また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水の 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</p>	<p>c. 炉心損傷確認</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、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・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 <u>10 倍以上</u>となった場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)</u>である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、<u>格納容器内の pH 制御</u>のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水の 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</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>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等が機能喪失する。これにより<u>非常用高圧母線 (6. 9kV)</u>が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6. 9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>及び<u>原子炉補機代替冷却系</u>の準備を開始する。</p> <p>c. 炉心損傷確認</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、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・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 <u>10 倍を超えた場合</u>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、<u>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 及び格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)</u>である。 (添付資料 3.1.3.1)</p> <p>また、炉心損傷判断後は、<u>原子炉格納容器内の pH 制御</u>のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水の 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</p>	<p>A 発生及び全交流動力電源喪失の確認」で非常用炉心冷却系の機能喪失、「b. <u>原子炉への注水機能喪失の確認</u>」で原子炉隔離時冷却系の機能喪失を記載している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、10 倍を超過した場合を炉心損傷の判断としているが、東海第二では、10 倍を含めて炉心損傷と判断するため、「以上」としている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p><u>d. 水素濃度監視</u> 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ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を<u>確認する。</u></p> <p><u>原子炉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(SA)である。</u></p> <p><u>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</u> 常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、<u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。</u>これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。 <u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 等である。</u></p>	<p>量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p> <p><u>(添付資料 3. 1. 3. 2)</u></p> <p><u>d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</u> <u>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6. 9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する。</u></p> <p><u>e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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</u> <u>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作、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) による原子炉注水を開始する。具体的には、格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を用いて中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイと原子炉注水に分配し、それぞれ連続で格納容器冷却及び原子炉注水を実施する。</u></p> <p><u>(a) 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電</u> <u>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔</u></p>	<p>出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH 制御には期待しない。</p> <p><u>d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水</u> 常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。</u>これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。 <u>低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替注水流量 (常設) 等である。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、早期の電源回復不能判断を「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」で記載している。 ・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備の電源が交流電源であるため、「e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」に記載している。 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、本シーケンスの対応としてL O C A発生による事象初期の格納容器スプレイを実施していないが、東海第二では実施することから項目に追加している。 ・記載箇所の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、<u>ドライウエル雰囲気温度計</u>の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及び<u>ドライウエル雰囲気温度</u>である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、<u>直前まで把握していた原子炉水位を起点とし、原子炉注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、その</u></p>	<p><u>操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。</u></p> <p><u>常設代替交流電源設備による緊急用母線を受電を確認するために必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</u></p> <p><u>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却</u></p> <p><u>原子炉注水に伴い炉心部で発生する過熱蒸気により、格納容器圧力及び雰囲気温度が急激に上昇する。格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する観点から、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開始する。</u></p> <p><u>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確認するため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 (常設ライン用) 等である。</u></p> <p><u>(c) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水</u></p> <p><u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始することで、原子炉圧力容器破損に至ることなく、ジェットポンプ上端 (以下「原子炉水位LO」という。) 以上まで原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水量 (常設ライン用) 等である。</u></p> <p>なお、大破断LOCAにより格納容器雰囲気温度が上昇し、<u>ドライウエル雰囲気温度計</u>の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 及び<u>ドライウエル雰囲気温度</u>である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考</p>	<p>なお、大破断LOCAにより格納容器温度が上昇し、<u>ドライウエル温度 (SA)</u>の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 及び<u>ドライウエル温度 (SA)</u>である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、<u>原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原</u></p>	<p>島根2号炉は、電源供給の記載を「d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水」に記載している。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、本シーケンスの対応としてLOCA発生による事象初期の格納容器スプレイを実施していないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水による記載を「d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水」に記載している。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>差分を原子炉圧力容器水量レベル換算から原子炉水位変化量を求めることにより、推定することができる。</u></p> <p>【比較のため、「d.」を記載】</p> <p>d. 水素濃度監視 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ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>原子炉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、<u>格納容器内水素濃度(SA)</u>である。</p> <p>【ここまで】</p> <p>f. <u>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</u></p>	<p>慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</p> <p><u>サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を限り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、原子炉水位LOまで冠水した後は、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後に、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を停止する。</u> (添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3)</p> <p>【比較のため、「h.」を記載】</p> <p>h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動 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し、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、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、<u>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u> 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、<u>格納容器内酸素濃度(SA)</u>等である。</p> <p>【ここまで】</p> <p>f. <u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保</u> 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）による原子炉注水を開始後、<u>中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</u> <u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保を確認するために必要な計装設備は、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。</u></p>	<p><u>子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</u></p> <p>e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動 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ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、<u>中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u> 原子炉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、<u>格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)</u>である。</p>	<p>ABWRとBWRの炉型の違い(PLR配管の有無)による原子炉水位不明時の推定方法の相違</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、残留熱代替除去系を起動した後に低圧原子炉代替注水系（常設）を停止することについて、「f. 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱」に記載。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備を同時に起動する。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は、残留熱代替除去系の冷却として原子炉補機代替冷却系を整備している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>原子炉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。崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウェル雰囲気温度計を用いて格納容器温度が 190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力を用いて格納容器圧力が 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復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</u></p> <p><u>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を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。</u></p> <p><u>また、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時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</u></p> <p><u>炉心を冠水維持できる範囲（原子炉水位低（レベル 1）から破断口高さ）を、崩壊熱及び原子炉注水流量からの推定手段により確認し、原子炉注水と格納容器スプレイの切替を繰り返し行う。</u></p> <p>g. <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱</u></p> <p><u>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、代替循環冷却系の運転準備のため、低圧代替注水系（常設）の最大流量にて原子炉注水を実施し水位を回復する。崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により破断口高さまで水位回復後、格納容器スプレイに切り替え、最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。</u></p> <p><u>崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により原子炉水位低（レベル 1）に到達した時点で、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転準備を実施する。復水移送ポンプを停止している期間は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉への注水を実施し、水位の回復を図る。</u></p> <p><u>代替循環冷却系の運転準備が完了した後、可搬型代替注</u></p>	<p>g. <u>代替循環冷却系による格納容器除熱</u></p> <p><u>緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。</u></p>	<p>f. <u>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱</u></p> <p><u>原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。</u></p>	<p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。 【柏崎 6/7】 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱開始時の原子炉注水維持操作の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>水ポンプ (A-2 級) による原子炉注水を停止し、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。</u></p> <p>代替循環冷却系の循環流量は、<u>復水補給水系流量計 (RHR A 系代替注水流量) 及び復水補給水系流量計 (RHR B 系代替注水流量)</u> を用いて、<u>原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁</u> を中央制御室からの遠隔操作により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原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)</u> 等であり、<u>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、復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)、格納容器内圧力、サプレッション・チェンバ・プール水温度</u> 等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度</u>を確認する。</p> <p>原子炉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、<u>格納容器内酸素濃度</u>等である。</p>	<p>代替循環冷却系の循環流量は、<u>代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</u>を用いて、<u>原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により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原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>代替循環冷却系原子炉注水流量</u>等であり、<u>格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力、サプレッション・プール水温度</u>等である。</p> <p><u>h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u></p> <p><u>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し、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、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</u></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、<u>格納容器内酸素濃度 (S A)</u> 等である。</p> <p><u>i. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入</u></p> <p><u>格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</u></p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内酸素濃度 (S A)</u> である。</p>	<p><u>残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量</u>を用いて、<u>原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により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>残留熱代替除去系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、<u>残留熱代替除去系原子炉注水流量</u>等であり、<u>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、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力 (S A)、サプレッション・プール水温度 (S A)</u> 等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、<u>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度</u>を確認する。</p> <p>原子炉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、<u>格納容器酸素濃度 (S A)</u> 等である。</p> <p><u>g. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入</u></p> <p><u>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</u></p> <p>可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器酸素濃度 (S A)</u> である。</p>	<p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動を「e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」に記載している。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。 【東海第二】 島根 2 号炉は、酸素濃</p>

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.1.2.2 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、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、「<u>大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失</u>」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</p>	<p>j. <u>タンクローリによる燃料給油操作</u></p> <p><u>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</u></p> <p>3.1.2.2 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、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 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、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「<u>大破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗</u>」である。</p> <p><u>なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</u></p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、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</p>	<p>3.1.2.2 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、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、「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA） + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失</u>」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</p>	<p>度基準ではなく、残留熱代替除去系等による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合に、窒素ガス供給を行う。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、可搬式窒素供給装置に限らず、燃料補給操作は適宜実施としていることから、いずれのシーケンスも燃料補給操作を記載しない方針としている。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、シーケンス選定段階から全交流動力電源喪失を含めたシーケンスとしている。（東海第二では、シーケンス選定上は全交流動力電源喪失を含めず、有効性評価の条件として全交流動力電源喪失を重畳させている。）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>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、サブプレッション・プール冷却、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裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シ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) 起因事象</p> <p>起因事象として、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、<u>残留熱除去系の吸込配管</u>とする。 <u>(添付資料 1.5.2)</u></p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p><u>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。</u>さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p>	<p>ション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、<u>格納容器</u>における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達及びスプレイ冷却並びに炉心損傷後の<u>格納容器</u>における<u>格納容器内 FP 挙動</u>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<u>格納容器内</u>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、<u>格納容器雰囲気温度</u>等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シ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) 起因事象</p> <p>起因事象として、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し、<u>かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環系配管 (出口ノズル)</u>とする。 <u>(添付資料 1.5.2)</u></p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>非常用ディーゼル発電機等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。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p>	<p>ーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動、<u>原子炉格納容器</u>における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却並びに炉心損傷後の<u>原子炉格納容器</u>における<u>原子炉格納容器内 FP 挙動</u>が重要事象となる。</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<u>原子炉格納容器内</u>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裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2.2-1 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) 起因事象</p> <p>起因事象として、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、<u>再循環配管 (出口ノズル)</u>とする。 <u>(添付資料 1.5.3)</u></p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>非常用ディーゼル発電機等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。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 BWR-5 と ABR の設計の相違による破断箇所の設定の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環系ポンプ 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 最大 300m³/hにて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p>	<p>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、非常用ディーゼル発電機等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等による水素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 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>原子炉水位低(レベル3)信号</u>によるものとする。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環系ポンプ 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 <u>230m³/h</u>にて原子炉注水するものとする。</p>	<p>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、非常用ディーゼル発電機等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 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>事象発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(b) 主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水 <u>200m³/h(原子炉圧力 1.00MPa[gage]において)</u>にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、外部電源がないことから事象発生と同時にスクラムすることとしているが、東海第二では、原子炉水位の低下を厳しくする条件として、原子炉水位低(レベル3)信号によるスクラムを設定している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>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復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p><u>(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</u> <u>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、140m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</u></p> <p><u>(d) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉注水</u> <u>代替循環冷却系の運転準備において復水移送ポンプを停止する期間に、90m³/h の流量で原子炉注水を行う。</u></p>	<p><u>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常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u> <u>(添付資料 3. 1. 2. 3)</u></p> <p><u>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却</u> <u>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、130m³/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分配することで実施する。</u> <u>(添付資料 3. 1. 2. 3)</u></p> <p><u>(f) 格納容器下部注水系（常設）</u> <u>格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。</u></p>	<p>る。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、事象初期に原子炉注水を実施するポンプを用いて格納容器スプレイを実施しない。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2 号炉では通常運転中はペDESTAL に水張りをしておらず、本シーケンスにおいてペDESTAL 注水を実施しないため、ペDESTAL の</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>(e) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱</u></p> <p>代替循環冷却系の循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ約 90m³/h、格納容器スプレイへ約 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>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、<u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水操作は、事象発生 <u>70 分後</u> から開始する。</p>	<p>(g) <u>代替循環冷却系による格納容器除熱</u></p> <p>代替循環冷却系の循環流量は、全体で 250m³/h とし、原子炉注水へ 100m³/h、格納容器スプレイへ 150m³/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>(h) <u>緊急用海水系</u> 代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約 14MW (<u>サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において</u>) とする。</p> <p>(i) <u>可搬型窒素供給装置</u> 可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 30℃、<u>純度 99vol% にて 200Nm³/h (窒素 198Nm³/h 及び酸素 2Nm³/h) で格納容器内に注入するものとする。</u></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、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u> による格納容器冷却操作及び<u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水操作は、事象発生 <u>25 分後</u> から開始する。</p>	<p>(e) <u>残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱</u> 残留熱代替除去系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 30m³/h、格納容器スプレイへ 120m³/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>(f) <u>原子炉補機代替冷却系</u> 残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約 7MW (<u>サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 30℃において</u>) とする。</p> <p>(g) <u>可搬式窒素供給装置</u> 可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35℃、<u>純度 99.9vol% にて 100Nm³/h (窒素 99.9Nm³/h 及び酸素 0.1Nm³/h) で原子炉格納容器内に注入する。</u></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、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水操作は、事象発生 <u>30 分後</u> から開始する。<u>原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p>	<p>水の影響については記載していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器スプレイ流量の相違。 ・設備設計の相違 【東海第二】 伝熱容量の相違。 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。 ・設備設計の相違 【東海第二】 窒素注入条件の相違。 ・設備設計の相違 【東海第二】 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>なお、原子炉注水は、<u>代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</u></p> <p>(b) <u>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、格納容器スプレイは、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</u></p> <p>(c) <u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生約 22.5 時間後から開始する。なお、代替原子炉補機冷却系の運転操作は事象発生 20 時間後から開始する。</u></p>	<p>なお、<u>格納容器スプレイ及び原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。</u></p> <p>(b) <u>緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生 90 分後から開始する。</u></p> <p>(c) <u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始する。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達により停止する。</u></p>	<p>なお、原子炉注水は、<u>残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。</u></p> <p>(b) <u>原子炉補機代替冷却系の運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備時間等を考慮し、事象発生約 10 時間後から開始する。</u></p> <p>(c) <u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し、約 12 時間後からドライウエル内へ窒素注入を開始する。</u></p>	<p>注水設備の準備時間の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系 (常設) から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しないことから、残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却が可搬型であるため、準備時間が大きく異なる。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<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) <u>代替循環冷却系</u>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、原子炉格納容器内に放出[※]されるものとする。</p> <p>※2 セシウムの原子炉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>(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. <u>代替循環冷却系</u>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、<u>格納容器内</u>に放出[※]されるものとする。</p> <p>※ セシウムの<u>格納容器内</u>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<u>代表的なソースタームに関する報告書</u>である NUREG-1465 より大きく算出する。</p>	<p>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量の評価) 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. <u>残留熱代替除去系</u>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、<u>原子炉格納容器内</u>に放出[※]されるものとする。</p> <p>※1 セシウムの<u>原子炉格納容器内</u>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>開始後に注入することとしている。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、窒素を注入する時点において、原子炉格納容器内酸素濃度 (ドライ条件) はドライウエルの方が高いことから、ドライウエルへ注入する。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、事象発生から 7 日間までにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入により、格納容器圧力が有意に上昇せず窒素注入を停止しないことから、停止にかかる操作条件を記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>(c) 原子炉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プレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>(d) <u>原子炉建屋</u>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もとに評価する。</p> <p>b) <u>原子炉建屋</u>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、非常用ガス処理系により<u>原子炉建屋</u>の設計負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建屋</u>内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 <u>0.5 回/日</u>相当を考慮する。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>非常用ガス処理系は、事象発生 <u>30 分</u>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. <u>格納容器</u>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プレッション・チェンバ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. <u>原子炉建屋</u>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) <u>格納容器</u>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>(b) <u>原子炉建屋</u>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、<u>原子炉建屋</u>ガス処理系により<u>原子炉建屋</u>原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建屋</u>内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。<u>原子炉建屋</u>ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/d 相当を考慮する。なお、<u>非常用ガス処理系フィルタトレイン</u>及び<u>非常用ガス再循環系フィルタトレイン</u>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><u>原子炉建屋</u>ガス処理系は、事象発生 <u>115 分</u>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<u>中央制御室</u>からの遠隔操作により起動し、起動後 <u>5 分</u>間で負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>c. <u>原子炉格納容器</u>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プレッション・チェンバ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. <u>原子炉建物</u>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) <u>原子炉格納容器</u>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。<u>なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。</u></p> <p>(b) <u>原子炉建物</u>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、非常用ガス処理系により<u>原子炉建物</u>の設計負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建物</u>内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。<u>非常用ガス処理系</u>により設計負圧を達成した後は設計換気率 <u>1.0 回/日</u>相当を考慮する。なお、<u>非常用ガス処理系フィルタ装置</u>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><u>非常用ガス処理系</u>は、事象発生 <u>60 分</u>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 <u>10 分</u>間で設計負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 MAAP では、沈着を含むため、島根 2 号炉は、「等」を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、最確条件として格納容器貫通部の捕集効果を考慮した評価としている。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 設計換気率の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、設備設計の相違により、非常用ガス処理系は自動起動する。(東海第二は中央制御室からの遠隔操作により起動)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>c) <u>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。</u> (添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位 (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 3.1.2.7 図から第 3.1.2.9 図に, 燃料最高温度の推移を第 3.1.2.10 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 3.1.2.11 図から第 3.1.2.14 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 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。</p> <p>水位低下により炉心は露出し, 事象発生から約 <u>0.3 時間後</u>に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) 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 <u>0.4 時間後</u>に 1,200°C に到達し, また, 事象発生から約 <u>0.7 時間後</u>に燃料温度は 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から <u>70 分後</u>, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, <u>復水移送ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系 (常設)</u> 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>(c) <u>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。</u> (添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位 (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 3.1.2-4 図から第 3.1.2-8 図に, 燃料最高温度及び燃料被覆管最高温度の推移を第 3.1.2-9 図及び第 3.1.2-10 図に, 格納容器圧力, 格納容器雰囲気温度, サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.2-11 図から第 3.1.2-17 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に <u>高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため</u>, 原子炉水位は急速に低下する。</p> <p>水位低下により炉心は露出し, 事象発生から約 <u>4 分後</u>に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) 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 <u>9 分後</u>に 1,200°C に到達し, また, 事象発生から約 <u>27 分後</u>に燃料温度は 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から <u>25 分後</u>, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, <u>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)</u> 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, <u>原子炉水位 L0 以上まで</u>原子炉水位は回復し, 炉心は冠水する。 (添付資料 3.1.2.6)</p>	<p>(c) <u>原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</u> (添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位 (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 3.1.2.2-1(1) 図から第 3.1.2.2-1(3) 図に, 燃料最高温度の推移を第 3.1.2.2-1(4) 図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・プール水位及び水温の推移を第 3.1.2.2-1(5) 図から第 3.1.2.2-1(8) 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に <u>非常用炉心冷却系等</u>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。</p> <p>水位低下により炉心は露出し, 事象発生から約 <u>5 分後</u>に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) 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 <u>10 分後</u>に 1,200°C に到達し, また, 事象発生から約 <u>28 分後</u>に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から <u>30 分後</u>, 常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> 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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は, 原子炉隔離時冷却系と非常用炉心冷却系を合わせて「非常用炉心冷却系等」と記載。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 1,000K 到達時間等の相違。 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 注水設備の準備時間の相違。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は, 低圧原子炉代替注水ポンプ 1 台運転の設計であるため, ポンプ台数の記載を

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>原子炉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は徐々に上昇する。<u>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。</u></p> <p>事象発生から約 22.5 時間経過した時点で、<u>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、原子炉格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</u></p> <p style="text-align: right;"><u>(添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)</u></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は上昇する。<u>そのため、原子炉注水と同時に格納容器スプレイを実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。</u></p> <p>事象発生から 90 分経過した時点で、<u>代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</u></p> <p>また、<u>事象発生から約 84 時間後に格納容器内酸素濃度</u></p>	<p><u>原子炉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は徐々に上昇する。</u></p> <p>事象発生から 10 時間経過した時点で、<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</u></p> <p>また、<u>事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を</u></p>	<p>していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析結果の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系により原子炉水位は、TAF まで回復することから、「LO 以上」という記載をしていない。 解析結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水と同時に格納容器スプレイは実施しない。 運用の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 原子炉格納容器除熱開始までの準備時間等の相違。 記載方針の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 原子炉格納容器除熱開始後の格納容器除熱に対する効果の記載表現の相違。 運用の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.2.11 図</u>に示すとおり、原子炉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、<u>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代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を行うこと</u>によって、圧力上昇は抑制される。その結果、<u>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.60MPa[gage]となり、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]を超えない。</u>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発生約 12 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 1%以下^{※3} であるため、その影響は無視し得る程度である。</p>	<p>が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、<u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施するため格納容器圧力は上昇するが、事象発生から約 164 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した時点で窒素注入を停止するため、一時的な圧力の上昇である。この窒素注入により格納容器圧力は一時的に上昇するが、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作を継続することから、格納容器内の安定した減圧及び除熱への影響はない。</u></p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.2-11 図</u>に示すとおり、<u>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上昇するが、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代替循環冷却系による格納容器除熱を行うこと</u>によって、圧力上昇は抑制される。その結果、<u>格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.31MPa [gage] となり、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を超えない。</u>なお、<u>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 164 時間後</u>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、<u>格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 3%未満[*]</u>であるため、その影響は無視し得る程度である。</p>	<p><u>用いたドライウェルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。</u></p> <p>(添付資料3.1.2.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.2.2-1(5)図</u>に示すとおり、<u>原子炉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、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うこと</u>によって、圧力上昇は抑制される。その結果、<u>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 853kPa[gage] を超えることはない。</u>なお、<u>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発生約 10 時間後</u>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、<u>原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下^{※2}</u> であるため、その影響は無視し得る程度である。</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後に注入することとしている。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、事象発生から 7 日間までの期間において、注入する窒素容量の相違により格納容器圧力は有意に上昇しない。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※3 格納容器圧力が最大値の約 0.60MPa[gage]を示す事象発生から約 12 時間後の原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約 $8 \times 10^5 \text{mol}$ であり、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の物質量の和は約 $8 \times 10^3 \text{mol}$ 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 0.01MPa[abs]未満であることから、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が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.2.12 図に示すとおり、原子炉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し、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代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、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 style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>第 3.1.2.7 図に示すとおり、<u>低圧代替注水系（常設）</u>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 3.1.2.11 図及び第 3.1.2.12 図に示すとおり、約 22.5 時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制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。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p>	<p>※ 格納容器圧力が最大値の約 0.31MPa [gage] を示す事象発生から約 164 時間後の格納容器内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約 $1.3 \times 10^6 \text{mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約 $3.5 \times 10^4 \text{mol}$ 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 0.01MPa [abs] 未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-12 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上昇し、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代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、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 139℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象発生直後、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、このとき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、格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.8)</p> <p>第 3.1.2-4 図及び第 3.1.2-6 図に示すとおり、<u>低圧代替注水系（常設）</u>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 3.1.2-11 図及び第 3.1.2-12 図に示すとおり、90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制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。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。なお、第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器</p>	<p>※2 格納容器圧力が最大値の約 370kPa[gage]を示す事象発生から約 10 時間後の原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約 $6 \times 10^5 \text{mol}$ であり、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の物質量の和は約 $3 \times 10^3 \text{mol}$ 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサプレッション・チェンバでの分圧は 10kPa[abs] 未満であることから、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が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、第 3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、原子炉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、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は約 197℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p>第 3.1.2.2-1(1)図に示すとおり、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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 3.1.2.2-1(5)図及び第 3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、10 時間後に開始する残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制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。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器フィルタベント系を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 格納容器圧力の最大値等の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。また、島根 2号炉は、格納容器雰囲気温度最高値が 200℃を超えない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 原子炉格納容器除熱開始までの準備時間等の相違。</p> <p>・解析結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<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(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.3.3.1.2.4, 3.1.3.2)</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 15TBq (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 15TBq (30 日間) 及び約 15TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6)</p>	<p><u>内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出する。</u></p> <p style="text-align: center;">【比較のため、本項の一部を記載】</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)から(3)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;">【ここまで】</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 7.5TBq (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 7.5TBq (30 日間) 及び約 7.5TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</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(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.2, 3.1.2.3, 3.1.3.2)</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物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、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物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、原子炉建物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 1.1TBq (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 1.1TBq (30 日間) 及び約 1.1TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p>	<p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、長期間 (事象発生から 100 日) 経過後も酸素の可燃限界に到達しないためベントによる排出操作について記載していない。</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、(3)の評価項目 (放出される放射性物質の総放出量の観点) は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において、対策の有効性を確認しているため、Cs-137 の評価結果の記載前に本項目を記載している。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
	<p><u>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)から(3)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</u></p> <p><u>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</u></p> <p><u>(添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.9, 3.1.2.10, 3.1.3.13)</u></p>		<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、Cs-137 の評価結果の記載の前に、本項目を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3. 1. 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（<u>代替循環冷却系を使用する場合</u>）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、<u>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、<u>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、代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作とする。</u></u></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>本格納容器破損モード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</p>	<p>3. 1. 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（<u>代替循環冷却系を使用する場合</u>）では、<u>格納容器内</u>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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに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、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作とする。</u></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><u>本評価事故シーケンス</u>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</p>	<p>3. 1. 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（<u>残留熱代替除去系を使用する場合</u>）では、<u>原子炉格納容器内</u>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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作とする。</u></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><u>本格納容器破損モード</u>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</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、事象発生から 12 時間までの操作に限らず、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作を抽出。</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作の一環として、常設代替交流電源設備の受電操作を実施することから、記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>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<u>低圧代替注水系（常設）</u>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。</p> <p><u>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。</u></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</p>	<p>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、<u>炉心溶融開始時間</u>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、<u>LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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併せ、低圧代替注水系（常設）</u>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。</p> <p><u>また、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気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。</u></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</p>	<p>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、<u>炉心溶融時間</u>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、非常用炉心冷却系等による<u>原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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。</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</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行う手順としている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 炉心ヒートアップの感度解析は、事象初期のヒートアップ速度に着目した解析であり、島根 2 号炉では事象発生から 12 時間後に窒素注入をしていることから、当該の記載をしていない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>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<u>有効燃料棒</u>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<u>低圧代替注水系 (常設)</u>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、<u>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)</u>に係る運転員等操作時間に与える影響は<u>小さい</u>。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、<u>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)</u>に係る<u>運転員等操作時間に与える影響は小さい</u>。</p>	<p>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り、注水操作による<u>燃料有効長</u>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、<u>LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合</u>、速やかに<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>による<u>格納容器冷却及び低圧代替注水系 (常設)</u>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><u>格納容器</u>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<u>雰囲気温度</u>の傾向を適切に再現できていることから、<u>格納容器圧力を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置</u>に係る運転員等操作時間に与える影響は<u>小さい</u>。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<u>格納容器雰囲気温度</u>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、<u>格納容器圧力を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置</u>に係る<u>運転員等操作時間に与える影響は小さい</u>。</p>	<p>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<u>燃料棒有効長</u>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、非常用炉心冷却系等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<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>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><u>原子炉格納容器</u>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<u>温度</u>の傾向を適切に再現できているが、<u>格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない</u>。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<u>格納容器温度</u>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、その差異は小さいが、<u>格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない</u>。</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を行う手順としている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系による格納</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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と推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 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。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 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 3.1.2.7)</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</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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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と推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の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 3.1.2.11)</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</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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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と推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 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。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 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 3.1.2.6)</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</p>	<p>容器除熱開始を判断基準として、窒素注入を行う手順としており、格納容器圧力を操作開始の起点としていない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、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、</p>	<p>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<u>蒸気</u>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、<u>解析コード SAFER に対して保守的</u>であり、注水操作による<u>燃料有効長頂部</u>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><u>格納容器</u>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<u>蒸気</u>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<u>蒸気</u>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<u>蒸気</u>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、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、</p>	<p>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<u>燃料棒有効長頂部</u>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><u>原子炉格納容器</u>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、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、</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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。本評価事故シーケンスでは、<u>代替循環冷却系</u>の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.7)</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、<u>第 3.1.2.2 表</u>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</p>	<p>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。</p> <p>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、<u>代替循環冷却系</u>の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.11)</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、<u>第 3.1.2-2 表</u>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</p>	<p>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。</p> <p>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。本評価事故シーケンスでは、<u>残留熱代替除去系</u>の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.6)</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、<u>第 3.1.2.2-1 表</u>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</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>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、<u>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）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。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブレーション・チェンバ・プール水位</u>、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、<u>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。</u></p>	<p>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、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の上昇が遅くなるが、<u>操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）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。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器体積（サブレーション・チェンバ）の空間部及び液相部</u>、サブレーション・プール水位、格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、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、<u>操作手順（速やかに格納容器冷却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</u></p>	<p>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上昇が遅くなるが、<u>本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度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。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サブレーション・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、<u>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</u></p>	<p>・実績値の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の開始前において、格納容器スプレイの実施基準に到達せず、また、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉注水と格納容器スプレイを切り替える手順としていない。 ・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、格納容器圧力の上昇により、窒素停止しないため、格納容器圧力を起点に実施する操作はない。 ・整理方針の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は、サブレーション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎを、サブレーション・プール水位のゆらぎで代表させていることから、記載していない。 ・運用の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>機器条件の<u>低圧代替注水系 (常設)</u>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<u>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</u>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が、<u>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。</u></p> <p>機器条件の<u>代替循環冷却系</u>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)、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。 (添付資料 3.1.2.7, 3.1.2.8)</p>	<p>に与える影響はない。</p> <p>機器条件の<u>低圧代替注水系 (常設)</u>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。<u>本評価事故シーケンスでは、原子炉水位を起点としている運転員等操作はないことから、</u>運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の<u>代替循環冷却系</u>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)、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、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><u>機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとし</u></p>	<p>響はない。</p> <p>機器条件の<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>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。<u>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、</u>運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の<u>残留熱代替除去系</u>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)、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。 (添付資料 3.1.2.6, 3.1.2.7)</p>	<p>島根 2 号炉は、E x c e s s i v e L O C A であっても速やかに実施する操作は原子炉注水であることから原子炉への注水操作を記載している。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉水位不明時にシュラウド内水位まで回復させるために必要な注水操作後、崩壊熱除去に必要な注水量に流量を調整する。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系 (常設) から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。</p> <p>・記載方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 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代替循環冷却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>で、最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。</p> <p><u>32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。32℃未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順(格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること)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。</u></p> <p>機器条件の可搬式窒素供給装置は、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。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器雰囲気温度を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。30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順(格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること)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小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</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、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の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は格納容器スプレイ及び代替循環冷却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>機器条件の可搬式窒素供給装置は、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。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器温度を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。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、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>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 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残留熱代替除去系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>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の補機冷却としている原子炉補機代替冷却系の解析条件は最確条件と同等であり、運転員等操作時間に与える影響は小さいことから、本文中に記載していない。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>窒素注入条件の相違。</p> <p>・実績値の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期</p>

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位</u>、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、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、<u>第 3.1.2.15 図及び第 3.1.2.16 図</u>に示すとおり、格納容器圧力は <u>0.62MPa[gage]</u>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<u>低圧代替注水系 (常設)</u>は、解析条件の不</p>	<p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) の空間部及び液相部</u>、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに<u>格納容器雰囲気温度</u>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、<u>格納容器</u>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、<u>第 3.1.2-18 図及び第 3.1.2-19 図</u>に示すとおり、格納容器圧力は <u>0.62MPa [gage]</u>、<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる温度は 200℃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<u>低圧代替注水系 (常設)</u>は、解析条件の不</p>	<p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力及び<u>格納容器温度</u>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、<u>原子炉格納容器</u>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、<u>第 3.1.2.2-1(9)図及び第 3.1.2.2-1(10)図</u>に示すとおり、格納容器圧力は <u>853kPa[gage]</u>、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる温度は <u>200℃</u>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<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u>は、解析条</p>	<p>間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、格納容器スプレイは実施しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・整理方針の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、サブプレッション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎを、サブプレッション・プール水位のゆらぎで代表させていることから、記載していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR)、東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、第 3.1.2.2.-1(10) 図に原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値を示しているため、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度についても記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>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><u>機器条件の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）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ない。</u></p> <p>機器条件の<u>代替循環冷却系</u>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、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>(添付資料 3. 1. 2. 7, 3. 1. 2. 8)</p>	<p>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<u>雰囲気</u>温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び<u>雰囲気</u>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<u>代替循環冷却系</u>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、格納容器圧力及び<u>雰囲気</u>温度上昇の抑制効果は大きくなることから、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><u>機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。</u></p> <p><u>32℃の場合は、解析条件と最確条件は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ない。</u></p> <p><u>32℃未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び<u>雰囲気</u>温度の上昇の抑制効果は大きくことから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>機器条件の<u>可搬型窒素供給装置</u>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て得る。</p>	<p>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<u>残留熱代替除去系</u>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、<u>原子炉水位の回復は早くなり</u>、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、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>(添付資料 3. 1. 2. 6, 3. 1. 2. 7)</p> <p>機器条件の<u>可搬式窒素供給装置</u>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て得る。<u>35℃</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。 ・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の補機冷却としている原子炉補機代替冷却系の解析条件は最確条件と同等であり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことから、本文中に記載していない。 ・解析条件の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<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。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。</p>	<p>る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、<u>窒素注入は事象発生から約 84 時間後に開始するため、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気は除熱されており、窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器雰囲気温度が上昇することはない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順(格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること)に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11, 3.1.2.12)</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>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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、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。運転員等操作時間に与える影響として、状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、操作所要時間を踏まえて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。</p>	<p>より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、窒素温度は格納容器温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器温度が上昇することはない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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>操作条件の低圧原子炉代替注水系(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 30 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、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作について、早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系(常設)の系統構成を、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、運転員等操作開始時間に与える影響はない。</p>	<p>【東海第二】 窒素注入条件の相違。 ・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から 12 時間後に窒素を注入するため、窒素注入時点では、十分に減圧及び除熱はされていない。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【東海第二】 島根 2 号炉は、事象発生から残留熱代替除去系を開始するまでの期間において、格納容器スプレイの実施基準に到達しないことから、電源回復後の格納容器スプレイに係る操作はない。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】 注水設備の準備時間の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p><u>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り替え後、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。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。</u></p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上</p>	<p>操作条件の緊急用海水系による冷却水(海水)の確保</p>	<p>操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、解析上の想定と実態の運転操作が同等であるため、記載していない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>の操作開始時間として事象発生から <u>20 時間後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に 10 時間、その後の作業に 10 時間の合計 20 時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早ま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。</u></p> <p><u>操作条件の代替循環冷却系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事象発生から 22.5 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生約 22.5 時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが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。</u></p> <p>また、本操作の操作開始時間は、<u>代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p>	<p>操作及び代替循環冷却系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事象発生から <u>90 分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>代替循環冷却系の運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが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。</u></p> <p>また、本操作の操作開始時間は、<u>操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</u></p> <p>操作条件の<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から<u>約 84 時間後</u>を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol% (ドライ条件) 到達時 (事象発生から約 62</u></p>	<p>系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事象発生から <u>10 時間後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>原子炉補機代替冷却系の操作開始は、実態の操作開始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、運転員等操作開始時間に与える影響はない。</u></p> <p>また、本操作の操作開始時間は、<u>原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>操作条件の<u>可搬式窒素供給装置</u>による格納容器内窒素供給操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から <u>12 時間後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作開始は、実態の操作開始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、運転員等操作開始時間に与える影響はない。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したも</u></p>	<p>・体制の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、参集要員が不要であることから、解析上の操作開始時間は、要員の参集時間を考慮しておらず、実態の操作開始時間に基づき設定している。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による操作を一連で実施することから、運転員等操作開始時間に与える影響を合わせて記載している。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始を判断基準として、窒素注</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.7)</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、<u>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。</u></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、<u>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ない。</u></p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、<u>運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるが、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p> <p>操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、<u>運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早</u></p>	<p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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、<u>運転員等操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間に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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、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小さい。</u></p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、<u>運転員等操作時間に与える影響として、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、代替循環冷却系による格納容器除熱操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p>	<p style="text-align: center;">(添付資料3.1.2.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、<u>運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、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。</u></p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、<u>運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるが、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</u></p>	<p>入を行う手順としており、格納容器内酸素濃度を操作開始の起点としていない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイを実施しないことから、原子炉注水との切替え操作(柏崎 6/7)あるいは原子炉注水との同時実施(東海第二)をしない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による操作を一連で実施することから、評価項目となるパラメータに与える影響を合わせて記載し</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>期に低下させる可能性があることから、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 style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.7)</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。</p>	<p>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol% (ドライ条件) 到達時(事象発生から約 62 時間後)に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、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: center;">(添付資料 3.1.2.11)</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による緊急用母線の受電操作並びに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、第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 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>操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、実態の操作開始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、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: center;">(添付資料 3.1.2.6)</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>操作条件の低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-1(1)図から第 3.1.3.3-1(3)図に示すとおり、事象発生から 60 分後(操作開始時間 30 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原子炉代替注水系(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>ている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始を判断基準として、窒素注入を行う手順としており、格納容器内酸素濃度を操作開始の起点としていない。</p> <p>・設備設計及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>操作開始遅れ時間は、リロケーション防止可能な操作開始時間を設定しており、設備、運用の相違により異なる。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p>操作条件の<u>代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作については、代替原子炉補機冷却系運転開始までの時間は、事象発生から 20 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</u>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう<u>継続して低圧代替注水系（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を行うこととなる。</u>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、<u>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ブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮しても、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。</u>原子炉格納容器の限界圧力 <u>0.62MPa [gage]</u> に至るまでの時間は、事象発生から<u>約 38 時間あり、約 15 時間以上の余裕がある</u>ことから、時間余裕がある。</p>	<p>操作条件の<u>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、本操作開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、時間余裕がある。</u>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、<u>格納容器圧力が限界圧力 0.62MPa [gage] に到達するまでの時間は事象発生約 14 時間後であり、約 12 時間の余裕がある</u>ことから、<u>時間余裕がある。</u></p> <p>操作条件の<u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作については、格納容器内への窒素注入の実施基準で</u></p>	<p>操作条件の<u>原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却系運転開始までの時間は、事象発生から 10 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</u>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう<u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達した場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。</u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイは、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達時点で格納容器スプレイを停止し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。</u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達するまでの時間は、事象発生から<u>約 32 時間あり、約 22 時間以上の余裕がある</u>ことから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の<u>可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給開始までの時間は、事象発生から 12 時間あり、準備時間が確</u></p>	<p>注水系（常設）による原子炉注水を行う手順としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。 ・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、格納容器限界圧力到達前に、格納容器スプレイの実施基準に達することから、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイの実施及びその後の格納容器ベント操作開始時間に対する時間余裕を示している。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉（Mark-I 改）と柏崎 6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）の最高使用圧力の相違。 ・記載方針の相違 【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p style="text-align: center;">(添付資料 3. 1. 2. 7, 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 style="text-align: center;">(添付資料 3. 1. 2. 11, 3. 1. 3. 8)</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 style="text-align: center;">(添付資料 3. 1. 2. 6, 3. 1. 3. 6)</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>島根 2 号炉は、窒素注入の開始が大幅に遅れた場合の影響として、酸素濃度基準による格納容器ベントを実施することを示している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3.1.2.4 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「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、<u>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 時間までの必要な要員は、「3.1.2.1 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。</u></p> <p><u>有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員を 4 名含めた場合でも対処可能である。</u></p> <p><u>また、事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 36 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。</u></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</p>	<p>3.1.2.4 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「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、重大事故等対策時における<u>事象発生 2 時間までに必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 20 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」で説明している災害対策要員（初動）の 39 名で対処可能である。</u></p> <p><u>また、事象発生 2 時間以降に必要な参集要員は 2 名であり、発電所構外から 2 時間以内に参集可能な要員の 72 名で確保可能である。</u></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</p>	<p>3.1.2.4 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「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、重大事故等対策時における必要な要員は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり <u>31 名</u> 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<u>緊急時対策要員の 42 名</u> 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</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である ・運用及び設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員 31 名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、解析上考慮していない要員も含めた要員数を記載している。 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。

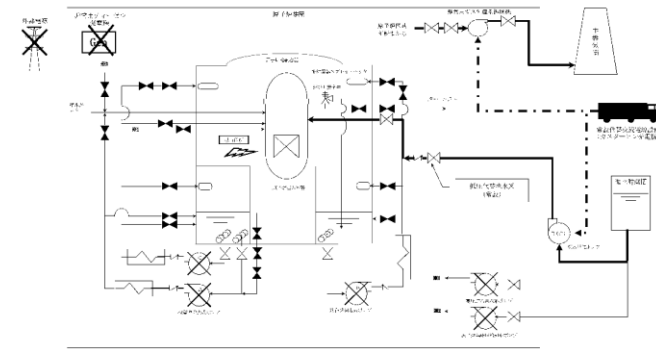
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>納容器過圧・過温破損)」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>低圧代替注水系(常設)又は可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約2,900m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約5,800m³の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³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。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.9)</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。<u>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。代替原</u></p>	<p>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><u>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、合計約400m³の水が必要である。水源として、代替淡水貯蔵槽に約4,300m³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。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.13)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)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日間の運転継続に合計約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)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>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><u>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水については、7日間の対応を考慮すると、約500m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m³及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m³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。また、事象発生2時間30分以降に輪谷貯水槽(西)の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.8)</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日間の運転継続に約352m³の軽油が必要となる。<u>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、本シーケンスにおいて、外部水源を用いた格納容器スプレイを実施しない。 ・水量評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器除熱は内部水源にて実施するため、水源が枯渇しないことを明記。 ・燃料評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p><u>子炉補機冷却系用の電源車については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7 日間の運転継続に号炉あたり約 37kL の軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車（熱交換器ユニット用）の運転を想定すると、7 日間の運転継続に号炉あたり約 11kL の軽油が必要となる。</u></p> <p>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 643kL)</p> <p>6 号及び 7 号炉の各軽油タンク (約 1,020kL) 及び常設代替交流電源設備用燃料タンク (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、代替原子炉補機冷却系の運転、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 3.1.2.10)</p>	<p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約 210kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、7 日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所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 日間の運転継続に約 70.0kL の軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約 75kL の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所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 3.1.2.14)</p>	<p><u>からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 53m³ の軽油が必要となる。</u></p> <p>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 7m³ の軽油が必要となる。合計約 423m³ の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³ の軽油を保有しており、こ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、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水、原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入について、7 日間の運転継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所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 日間の運転継続に約 8m³ の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³ の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所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 3.1.2.9)</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却系、常設代替交流電源設備を電源としているため、電源車は不要。 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、東海第二と同様に、本評価事故シーケンスにおいて、可搬式窒素供給装置を用いていることから、7 日間の運転継続に必要な燃料評価を実施している。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。

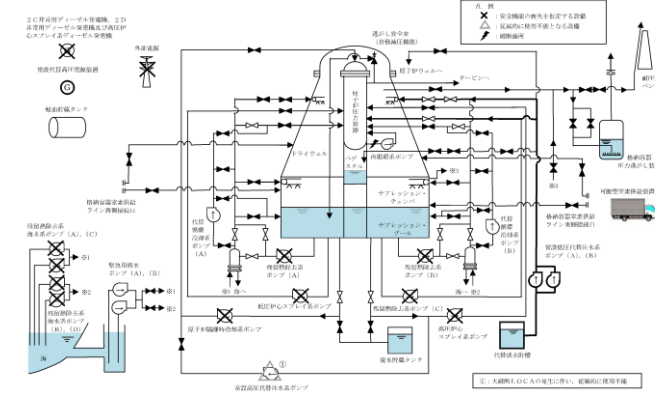
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要となる負荷として、<u>6 号炉で約 1,104kW</u>、<u>7 号炉で約 1,071kW</u> 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が <u>1 台あたり 2,950kW</u> であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、<u>5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.11)</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、重大事故対策に必要な負荷として、<u>約 2,426kW</u> 必要となるが、常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置 5 台) の連続定格容量は <u>約 5,520kW</u> 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、<u>緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車</u>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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.15)</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、重大事故対策に必要な負荷として、<u>約 1,905kW</u> 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が <u>約 4,800kW</u> 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、<u>緊急時対策所用発電機</u>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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.10)</p>	<p>・電源設備容量の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>常設代替交流電源設備から電源供給が必要となる負荷が異なる。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、可搬式窒素供給装置に電源車は使用しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>3.1.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」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「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」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<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱手段等を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」の評価事故シーケンス「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について、<u>代替循環冷却系</u>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、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用せず、事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達することはなく、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は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。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、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>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>3.1.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」では、<u>格納容器内</u>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、<u>格納容器</u>の過圧・過温により<u>格納容器</u>の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」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<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段及び<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段、安定状態に向けた対策として<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱手段及び<u>可搬式窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」の評価事故シーケンス「<u>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」について、<u>代替循環冷却系</u>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、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱及び<u>可搬式窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入を実施することにより、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ、<u>格納容器冷却</u>及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用せず、事象を通じて格納容器の限界圧力に到達することはなく、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<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。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、<u>災害対策要員</u>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>3.1.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」では、<u>原子炉格納容器内</u>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、<u>原子炉格納容器</u>の過圧・過温により<u>原子炉格納容器</u>の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」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、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として<u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器除熱手段、<u>長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段</u>を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」の評価事故シーケンス「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について、<u>残留熱代替除去系</u>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、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器除熱及び<u>可搬式窒素供給装置</u>による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することにより、<u>格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ、原子炉格納容器冷却</u>及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用せず、事象を通じて<u>原子炉格納容器</u>の限界圧力に到達することはなく、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<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。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、<u>緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7、東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイを実施しないことから、本評価事故シーケンスにおいて、格納容器スプレイを実施しない。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制のために、本評価事故シーケンスにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>

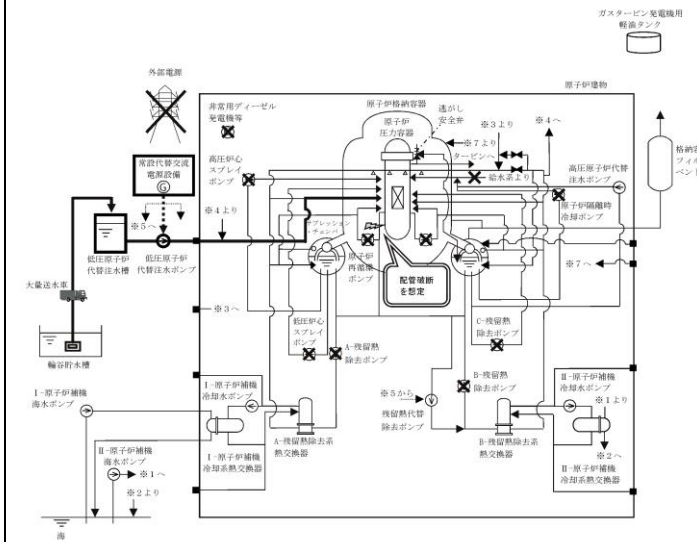
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2 号炉	備考
<p>以上のことから、<u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u> による原子炉格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u> による原子炉格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」に対して有効である。</p>	<p>以上のことから、<u>低圧代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u> による格納容器冷却、<u>代替循環冷却系</u> による格納容器除熱、<u>可搬型窒素供給装置</u> による格納容器内への窒素注入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>以上のことから、<u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> による原子炉注水、<u>残留熱代替除去系</u> による原子炉格納容器除熱、<u>可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素供給手段等の格納容器破損防止対策</u>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>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイを実施しないことから、本評価事故シーケンスにおいて、格納容器スプレイを実施しない。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、可燃性ガス濃度の抑制のために、本評価事故シーケンスにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>



第3.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/4)
(原子炉注水)



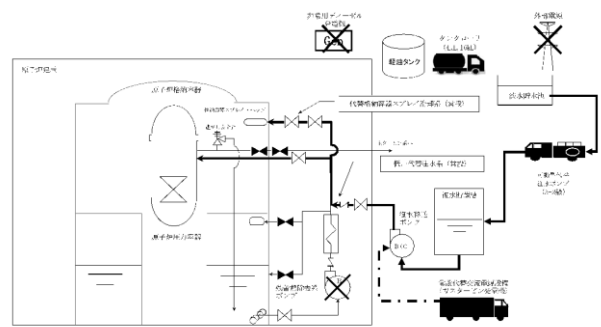
第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/3)
(低圧代替注水系(常設)による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却段階)



第3.1.2.1-1(1) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図
(残留熱代替除去系を使用する場合) (1/2)
(原子炉注水)

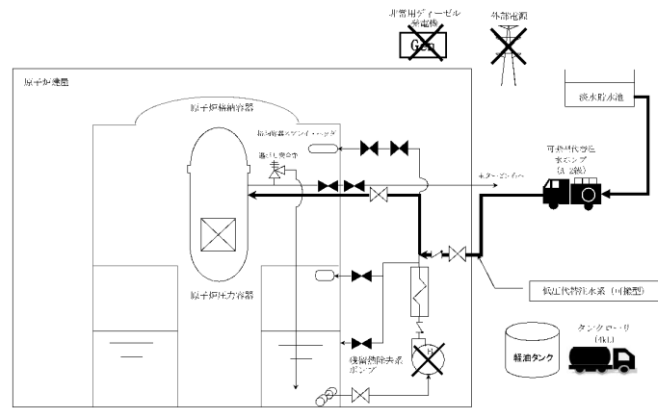
備考

- ・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
- ・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は, 残留熱代替除去系による格納容器除熱実施前に格納容器スプレイの実施基準に到達しないため, 格納容器スプレイを実施しない。

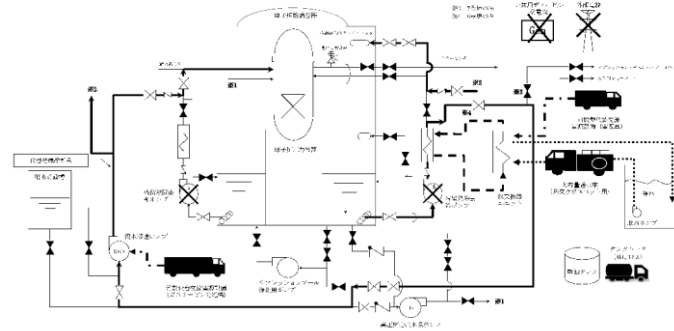


※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は, 同じ貨水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

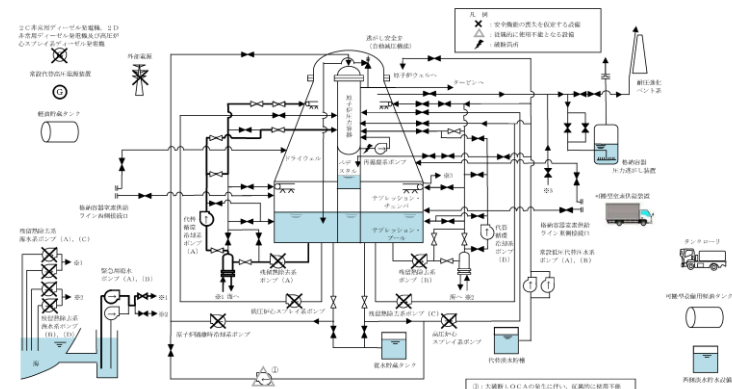
第3.1.2.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図
(代替循環冷却系を使用する場合) (2/4)
(原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



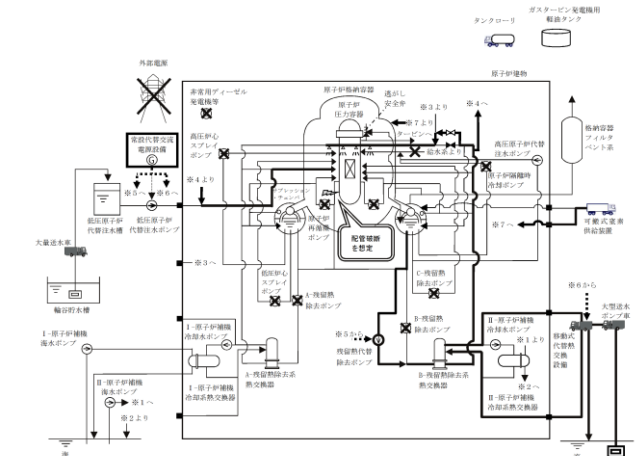
第3.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (3/4) (原子炉注水)



第3.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (4/4) (原子炉格納容器除熱)



第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (2/3) (代替循環冷却系による格納容器除熱段階)



第3.1.2.1-1(2) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (残留熱代替除去系を使用する場合) (2/2) (原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給)

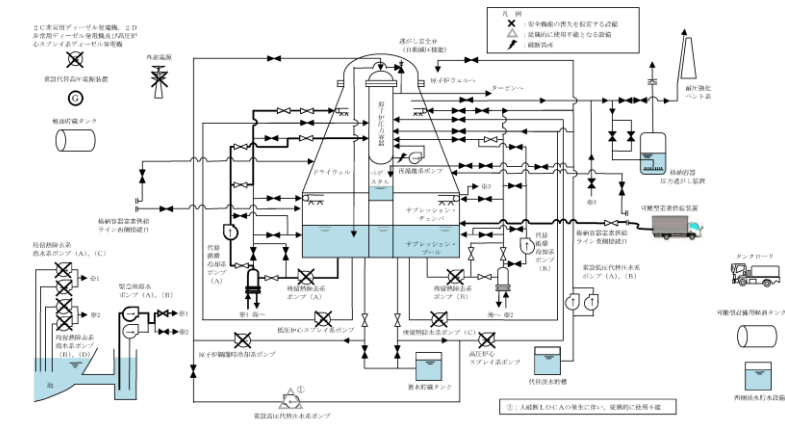
・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

・運用の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系(常設)から残留熱代替除去系による原子炉注水に切り替える際に可搬型設備による原子炉注水は実施しない。

・解析条件の相違
【柏崎6/7】
島根2号炉は、可燃性ガス濃度の抑制のために、本評価事故シナリオにおいて、可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。

・記載方針の相違
【東海第二】
島根2号炉は、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の開始(事象発生から10時間後)および可搬式窒素供給装置による窒素供給開始(事象発生から12時間後)がほぼ同じタイミングであることから、東海第二のように概略系統図を分割して作成していない。

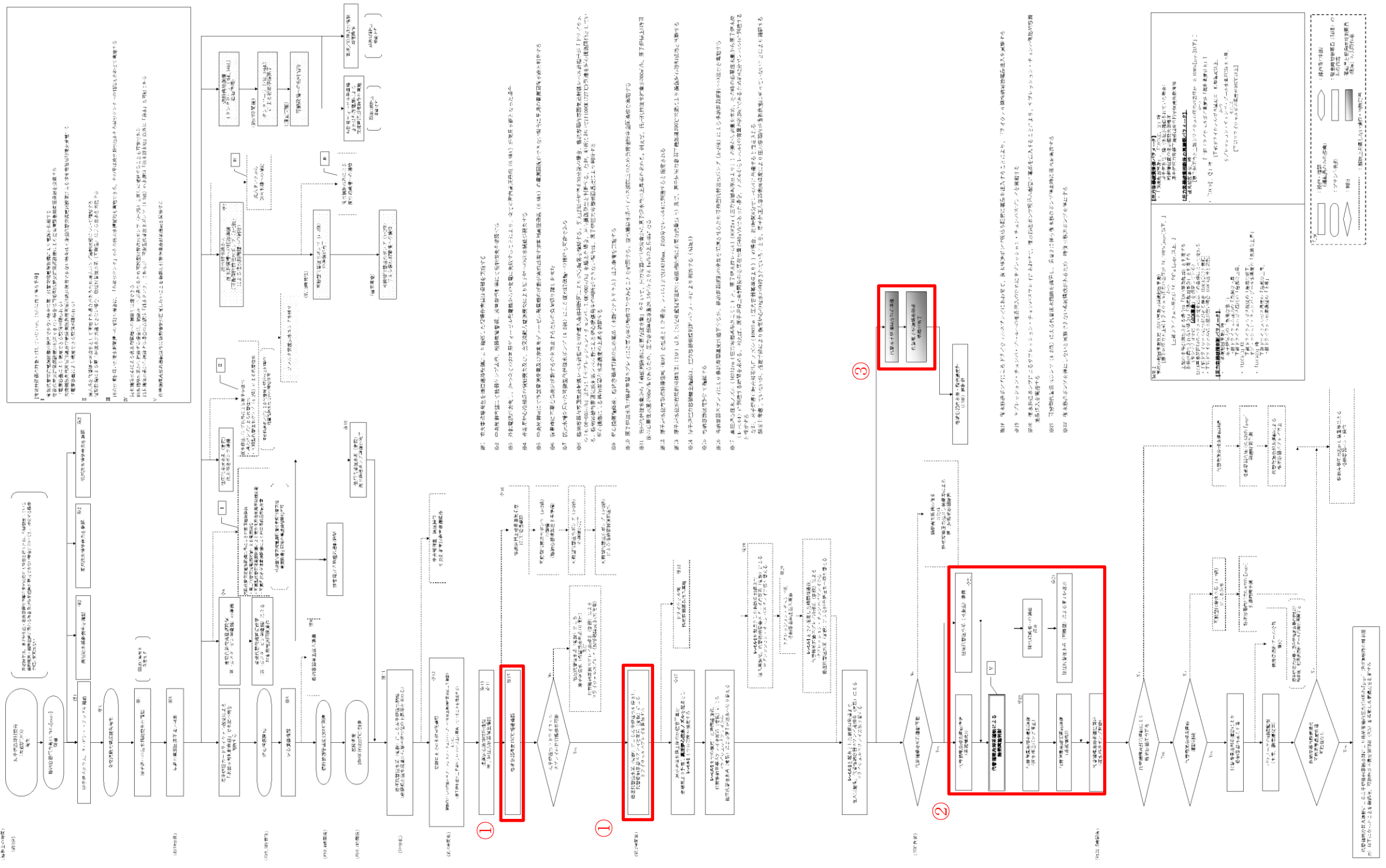
・設備設計の相違
【東海第二】



第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）(3/3)

（代替循環冷却系による格納容器除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階）

差異理由は、島根2号炉「第3.1.2.1-2図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（残留熱代替除去系を使用する場合）」の備考欄参照

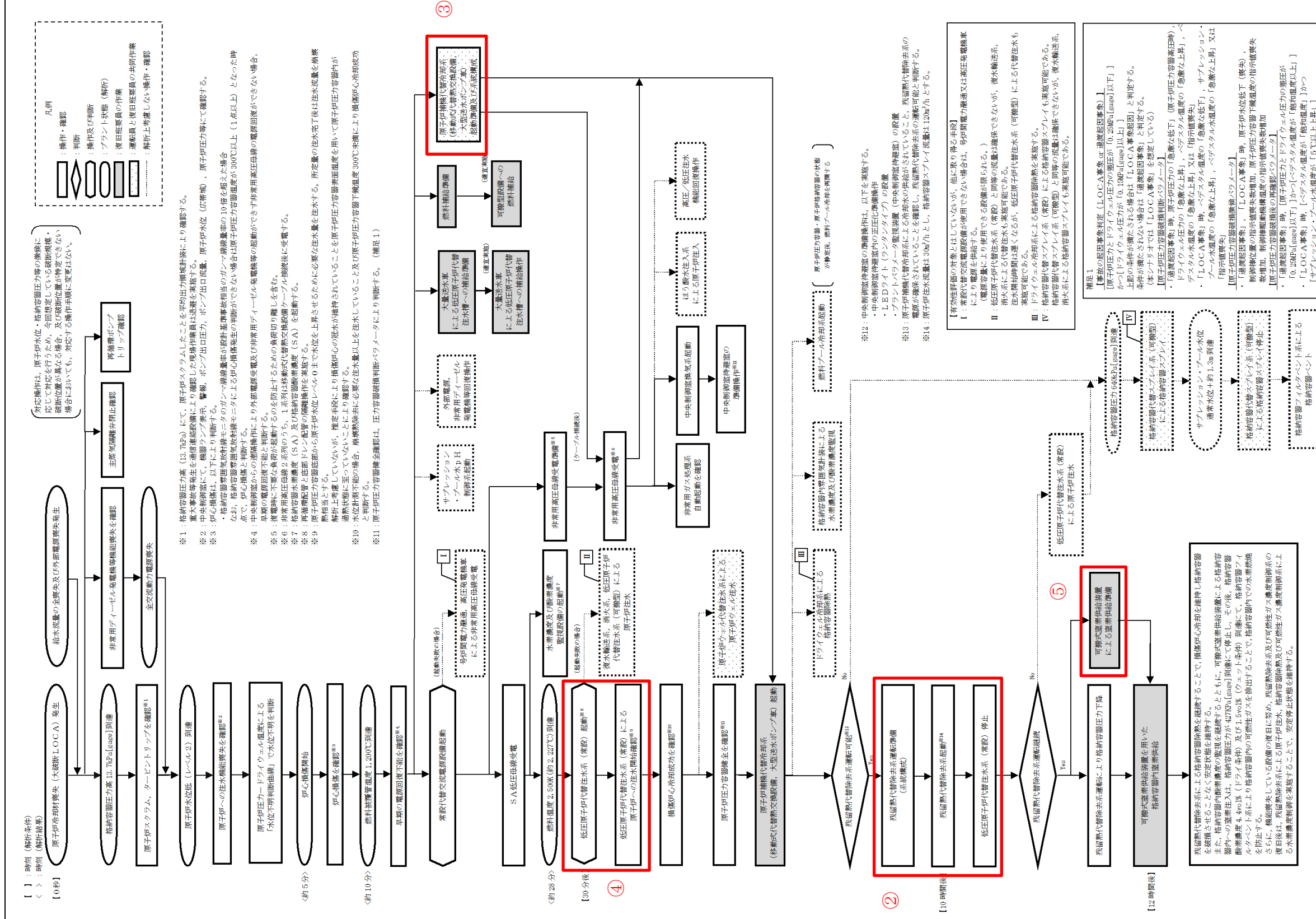


① 格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。冷却水の注入は、格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。冷却水の注入は、格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。

② 格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。冷却水の注入は、格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。冷却水の注入は、格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。

③ 格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。冷却水の注入は、格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。冷却水の注入は、格納容器の圧力・温度が過剰な状態になった場合、格納容器の圧力・温度を監視し、必要に応じて冷却水を注入して圧力・温度を低下させる。

第3.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）



第 3.1.2.1-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（残留熱代替除去系を使用する場合）

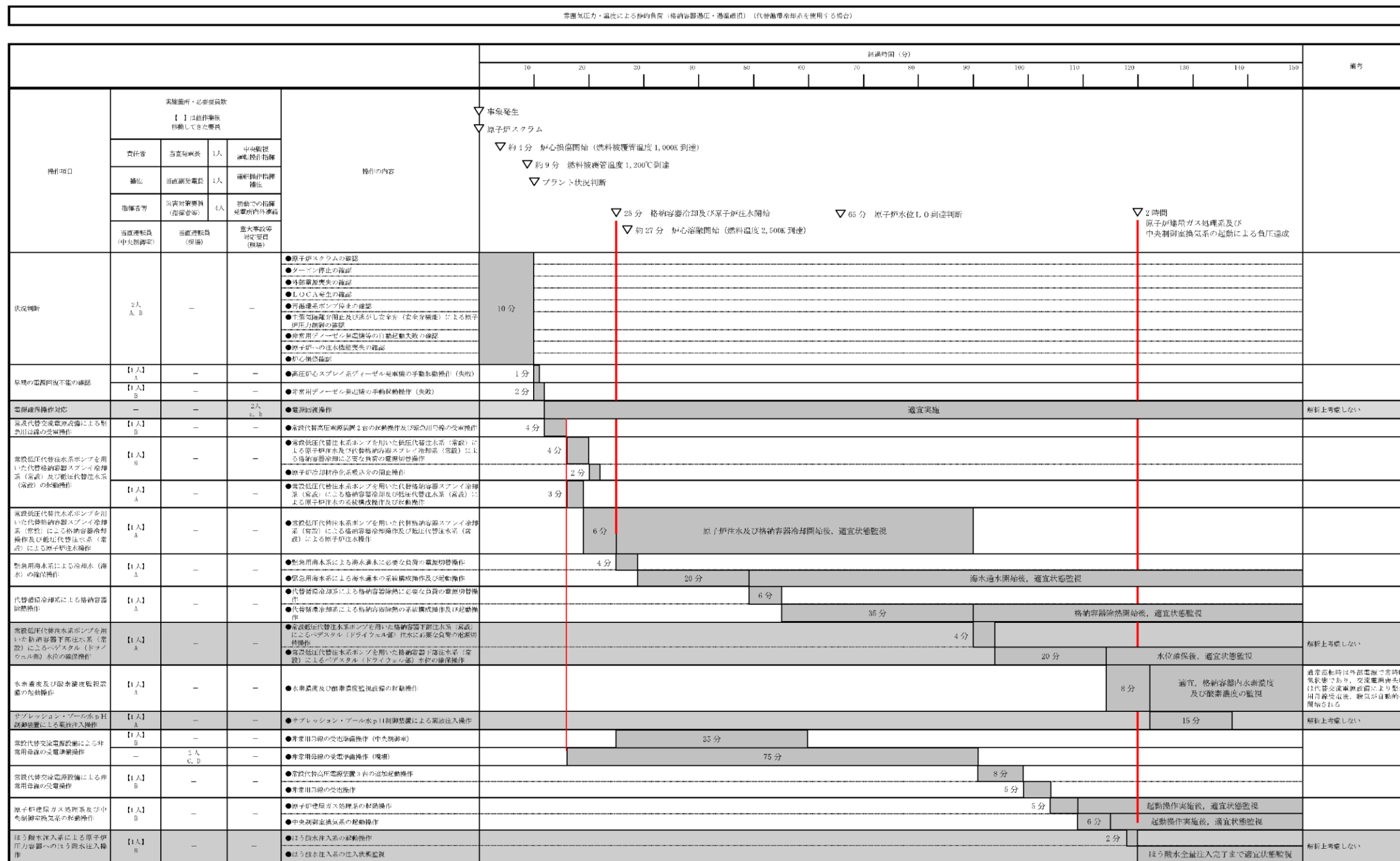
備考

- ・解析結果の相違
- 【柏崎 6/7】
- ①島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の運転開始前に格納容器スプレイの実施基準に到達しない。
- ・運用の相違
- 【柏崎 6/7, 東海第二】
- ②島根 2 号炉は、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止する。
- 【柏崎 6/7】
- 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱開始時の原子炉注水維持操作の相違。
- ・設備設計の相違
- 【東海第二】
- ③島根 2 号炉は、残留熱代替除去系の冷却として原子炉補機代替冷却系を整備している。
- ・運用の相違
- 【東海第二】
- ④島根 2 号炉は、東海第二のように事象初期の格納容器雰囲気温度の急激な上昇を抑えるための格納容器スプレイを実施しない。
- ⑤島根 2 号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後に注入することとしている。

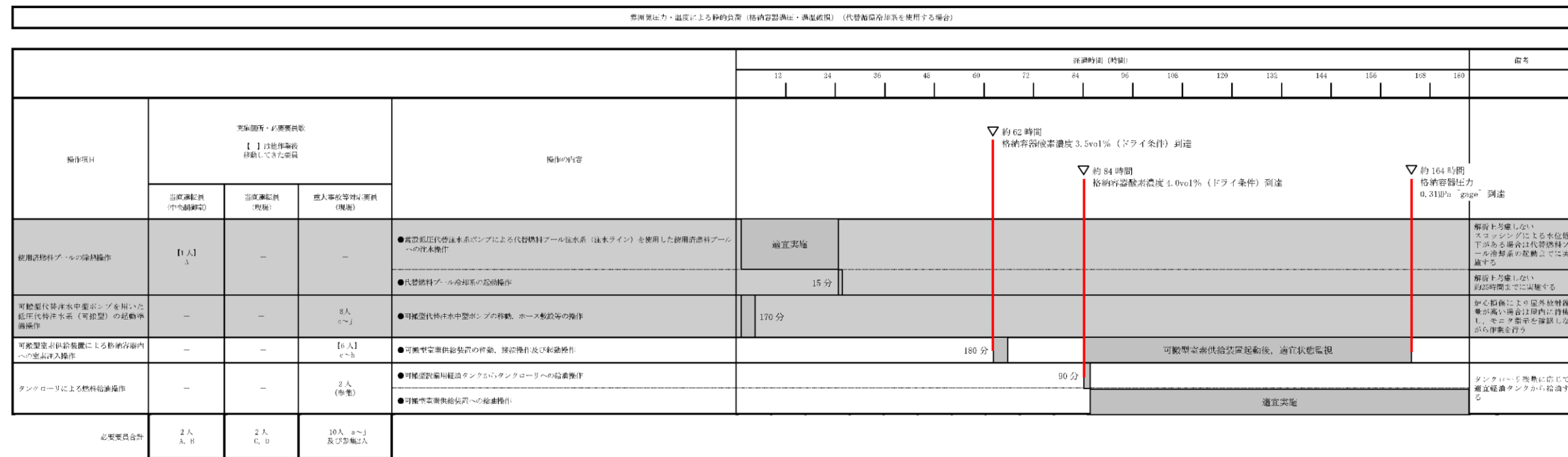
東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

備考

差異理由は、島根2号炉「第3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間」の備考欄参照

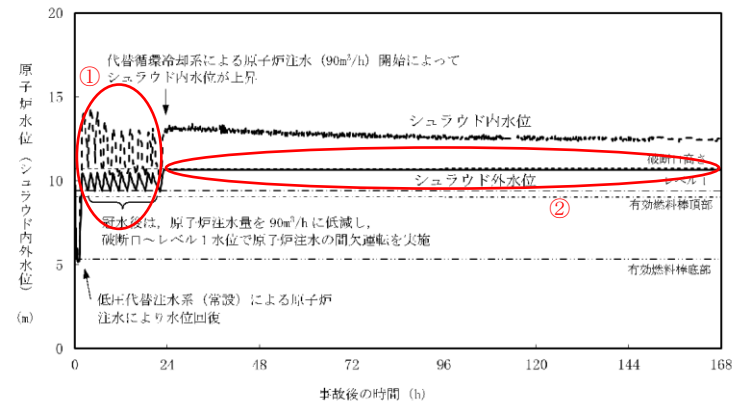


第3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）(1/2)

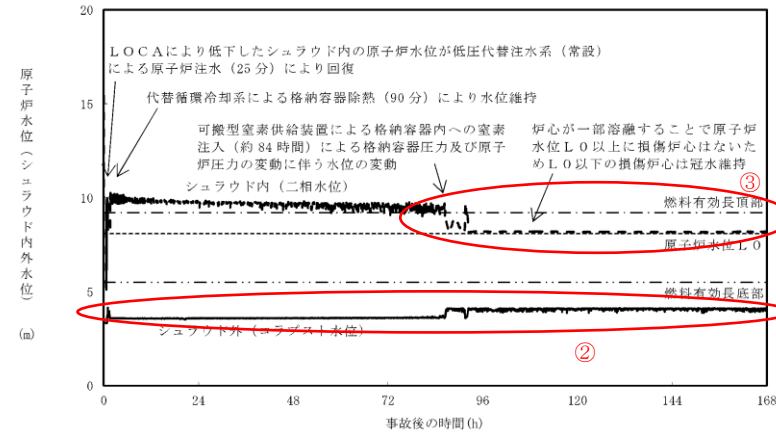


差異理由は、島根2号炉「第3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間」の備考欄参照

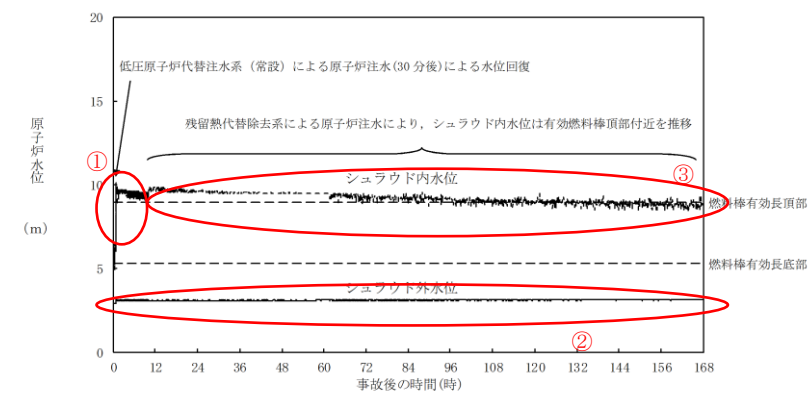
第 3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用する場合) (2/2)



第 3.1.2.7 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



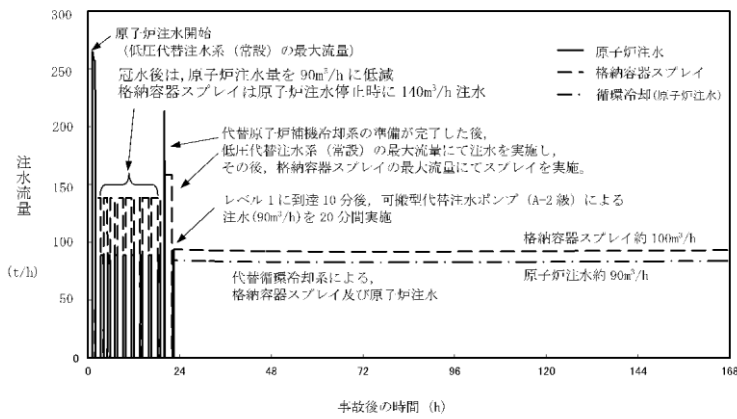
第 3.1.2-4 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



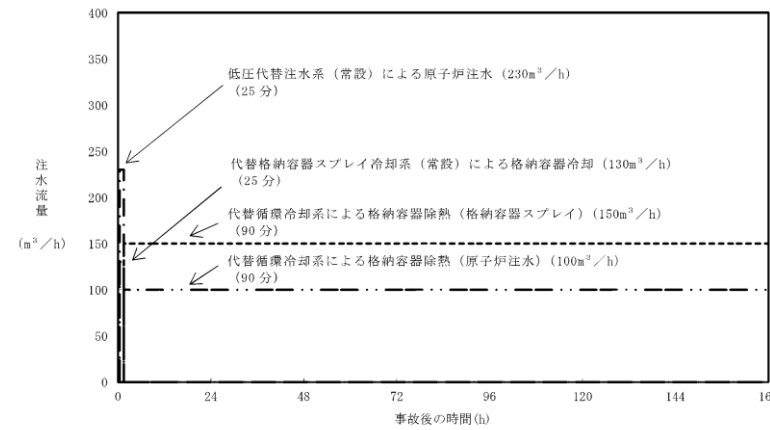
第 3.1.2.2-1(1) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7では原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。
 ②島根 2号炉及び東海第二では P L R 配管破断を想定しておりシュラウド外水位はほぼない状態。柏崎 6/7は、R H R 配管破断を想定しており破断口位置で推移。
【東海第二】
 ③島根 2号炉は、窒素の注入により格納容器圧力が上昇しないため、シュラウド内のボイドが維持され、シュラウド内水位は有効燃料棒頂部で推移。

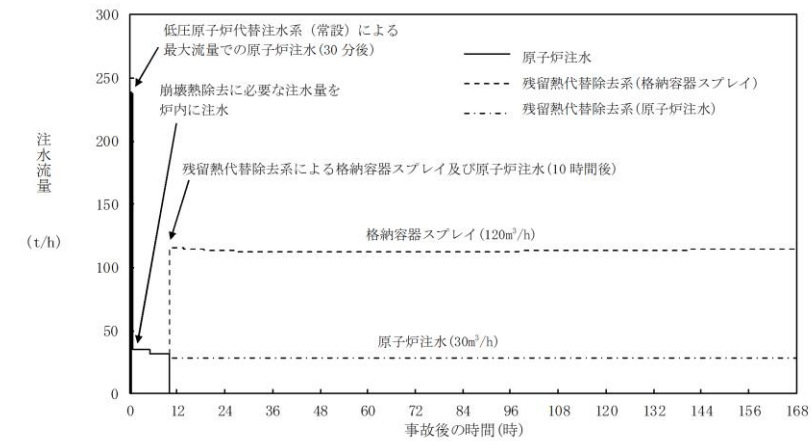
【柏崎 6/7, 東海第二】
 設備及びマネジメントの相違による注水量及び継続時間の差異。



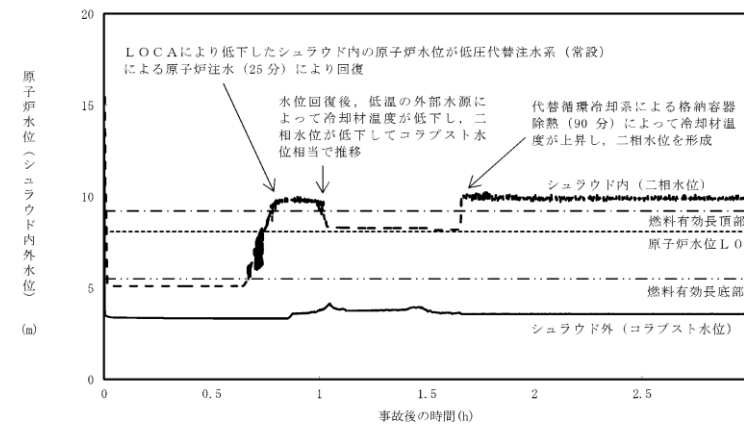
第 3.1.2.8 図 注水流量の推移



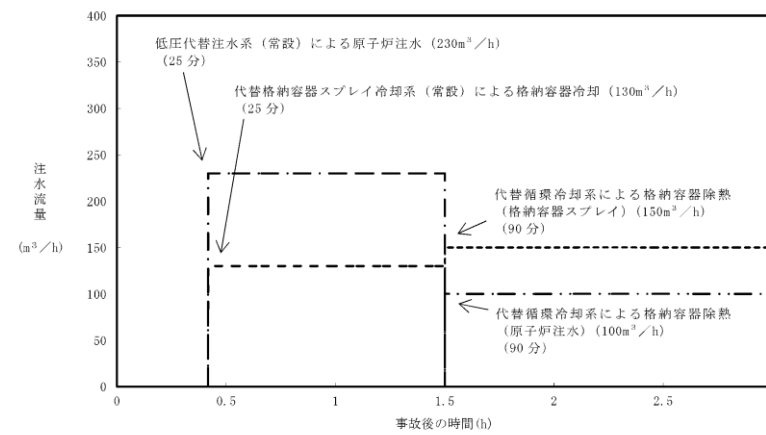
第 3.1.2-5 図 注水流量の推移



第 3.1.2.2-1(2) 図 注水流量の推移



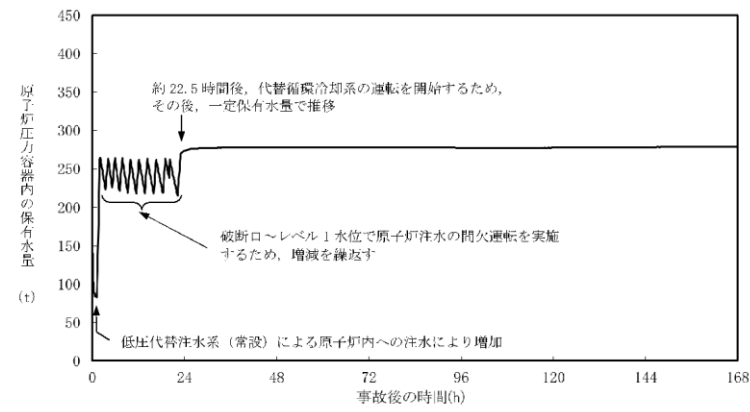
第 3.1.2-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移
(~3 時間)



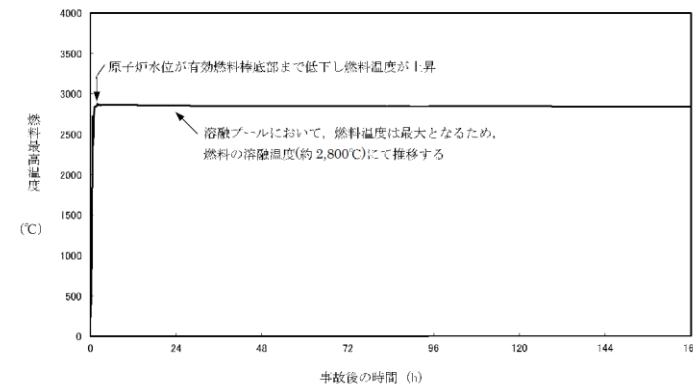
第 3.1.2-7 図 注水流量の推移 (~3 時間)

・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2 号炉は、事象初期の対応として、低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水しか実施していないことから、原子炉水位の短時間グラフは記載していない。

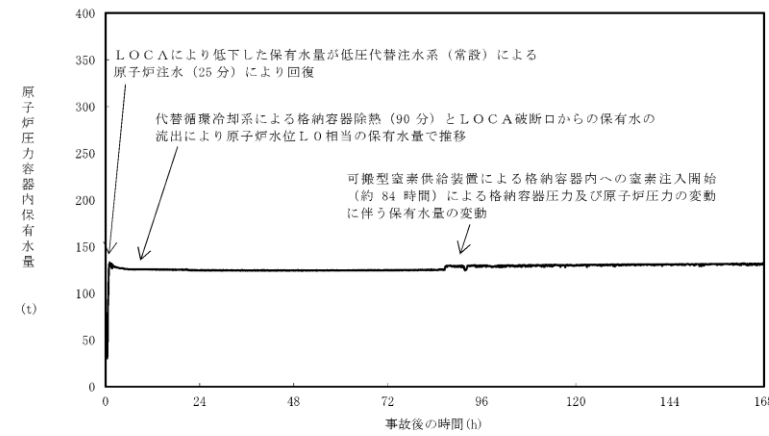
・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2 号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による格納容器側のマネジメントは実施しないため、注水流量の短時間グラフは記載していない。



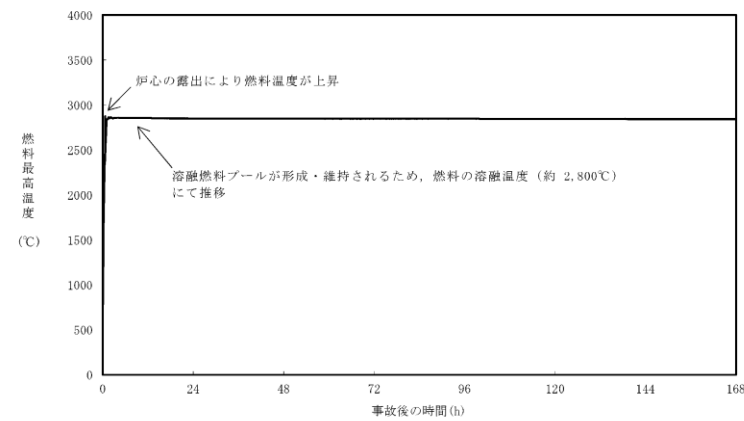
第 3.1.2.9 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



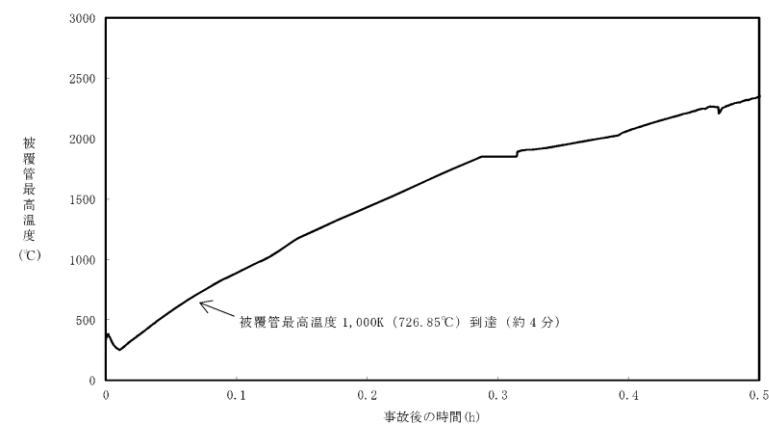
第 3.1.2.10 図 燃料最高温度の推移



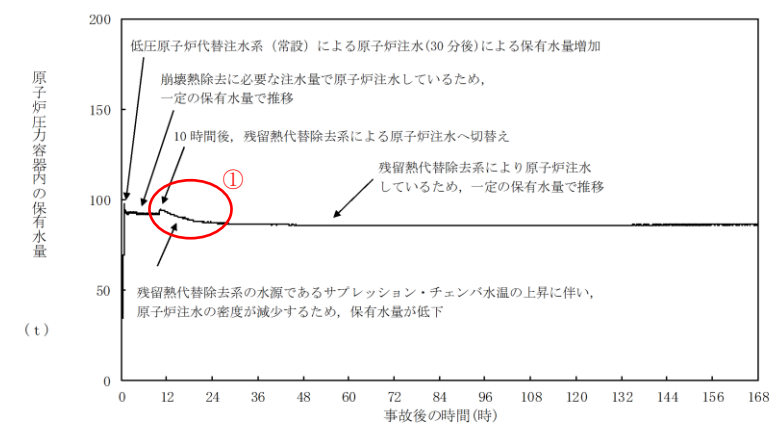
第 3.1.2-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



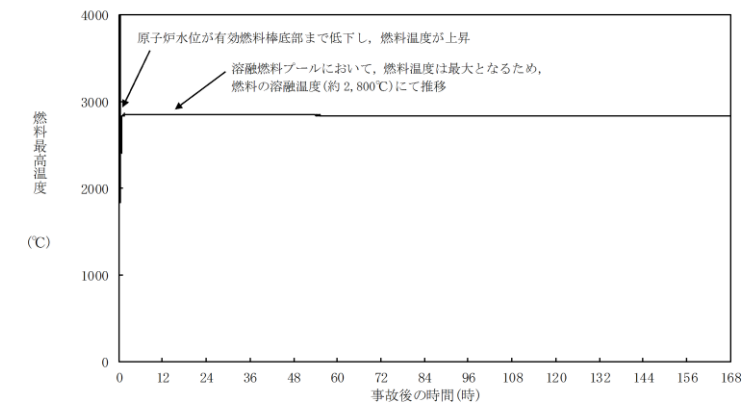
第 3.1.2-9 図 燃料最高温度の推移



第 3.1.2-10 図 被覆管最高温度の推移



第 3.1.2.2-1(3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移

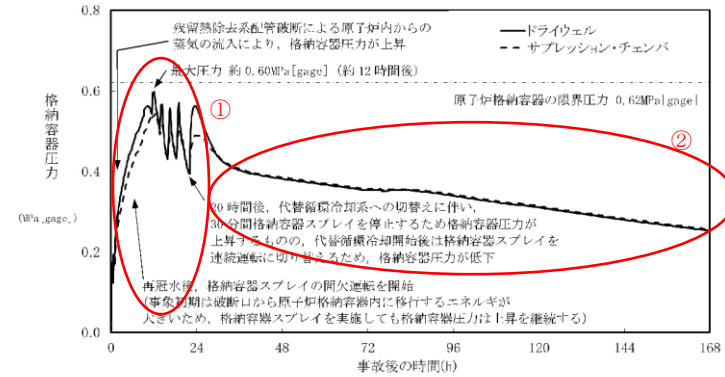


第 3.1.2.2-1(4) 図 燃料最高温度の推移

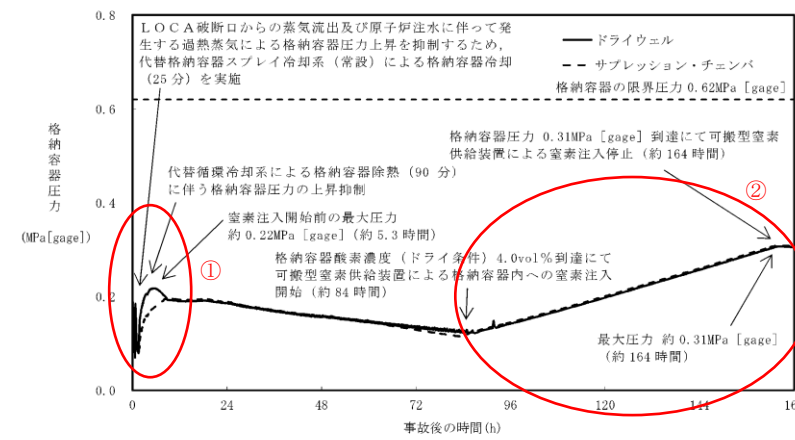
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①島根 2 号は、残留熱代替除去系の運転開始により、原子炉保有水の水温が上昇すること、また原子炉圧力及び格納容器圧力が低下することから、原子炉保有水の密度が減少し、保有水量が低下する。

(・3 プラントとも同様の挙動。)

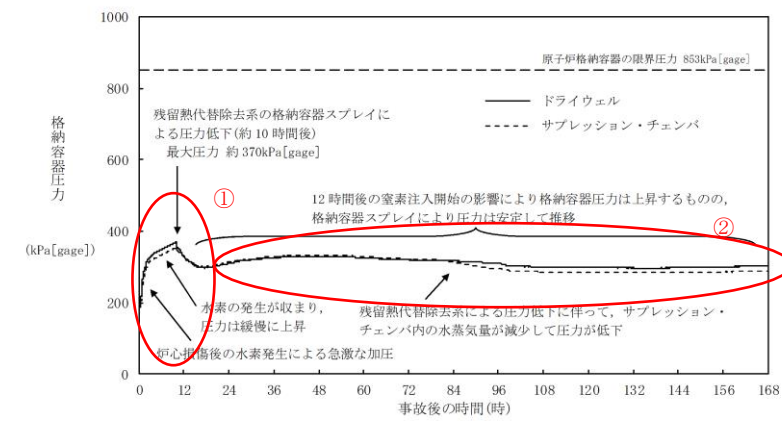
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、被覆管最高温度 1,000K 到達時間を「3.1.2.2(4)a. 事象進展」に記載していることから短時間グラフは記載していない。



第 3.1.2.11 図 格納容器圧力の推移

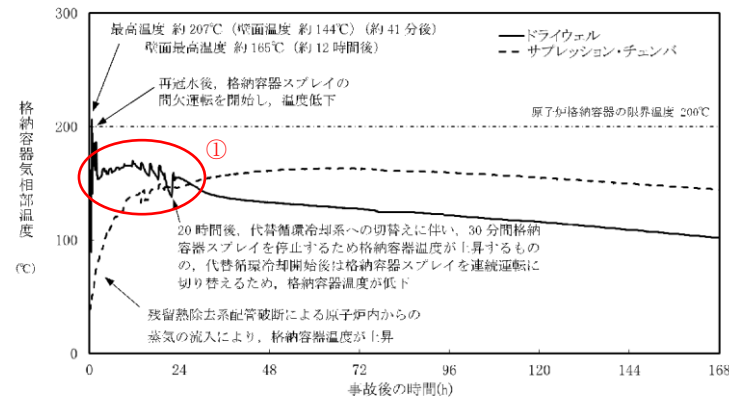


第 3.1.2-11 図 格納容器圧力の推移

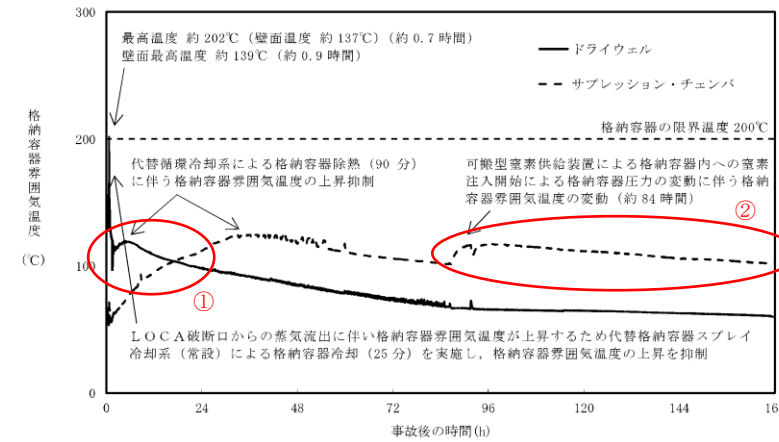


第 3.1.2.2-1(5) 図 格納容器圧力の推移

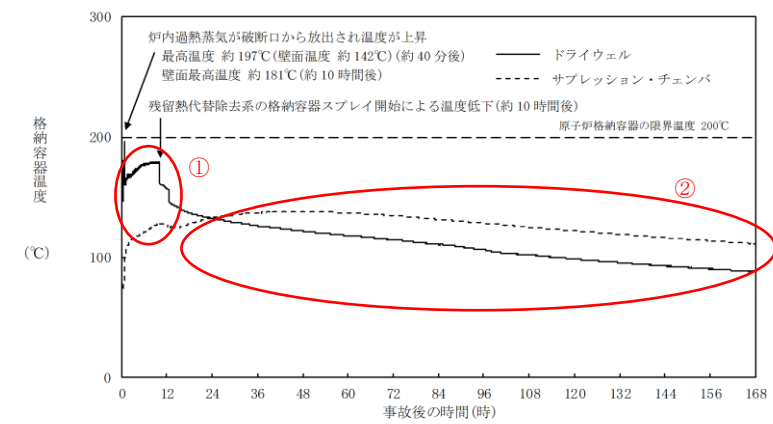
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7 は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。
 ②島根 2号炉は、残留熱代替除去系の運転開始後に、窒素を注入していることから、柏崎 6/7 のように格納容器圧力が低下しない。
【東海第二】
 ①島根 2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器圧力が高く推移する。
 ②島根 2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器圧力が有意に上昇しない。



第 3. 1. 2. 12 図 格納容器気相部温度の推移



第 3. 1. 2-12 図 格納容器雰囲気温度の推移



第 3. 1. 2. 2-1(6)図 格納容器温度の推移

・解析結果の相違

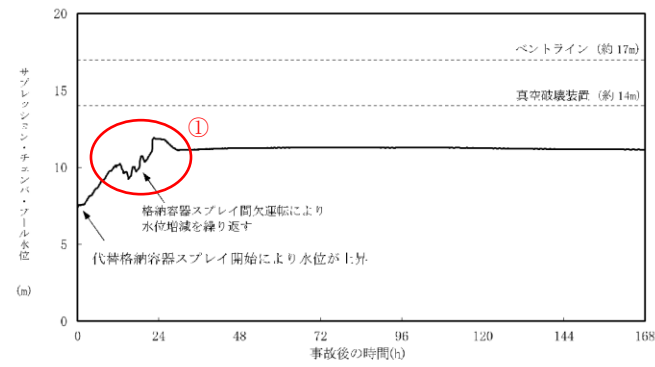
【柏崎 6/7】

①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。

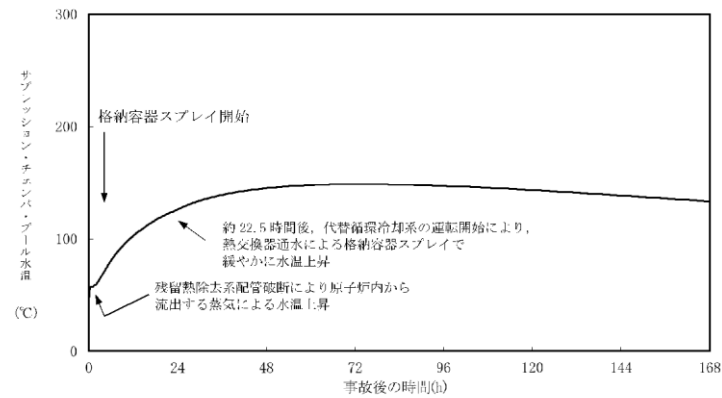
【東海第二】

①島根 2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器温度が高く推移する。

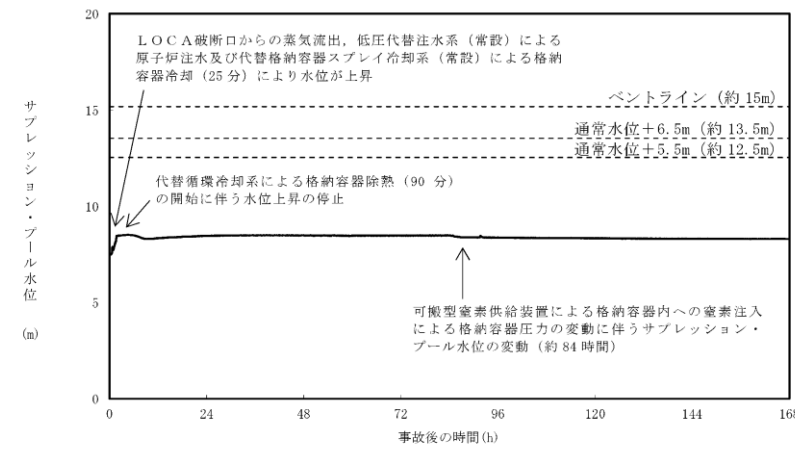
②島根 2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器温度の有意な変動が生じない。



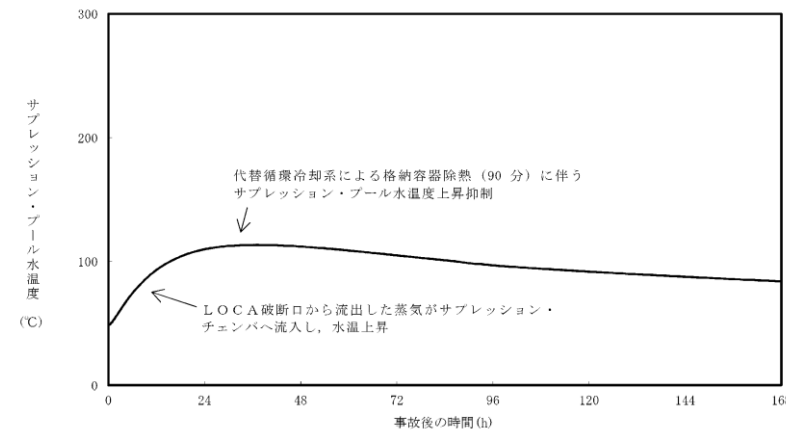
第 3.1.2.13 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



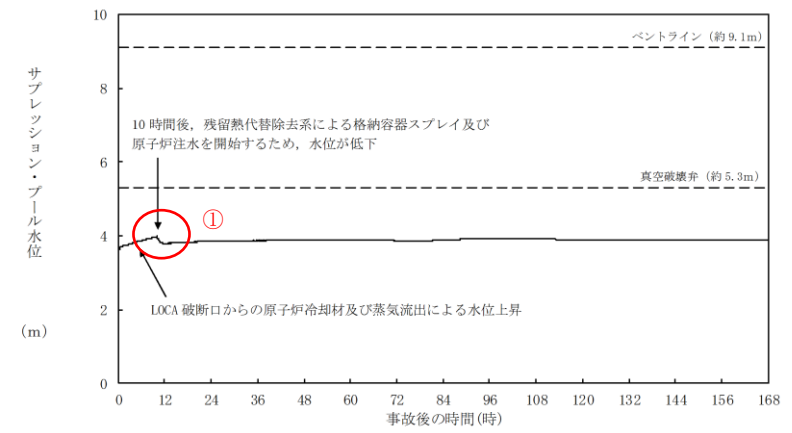
第 3.1.2.14 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



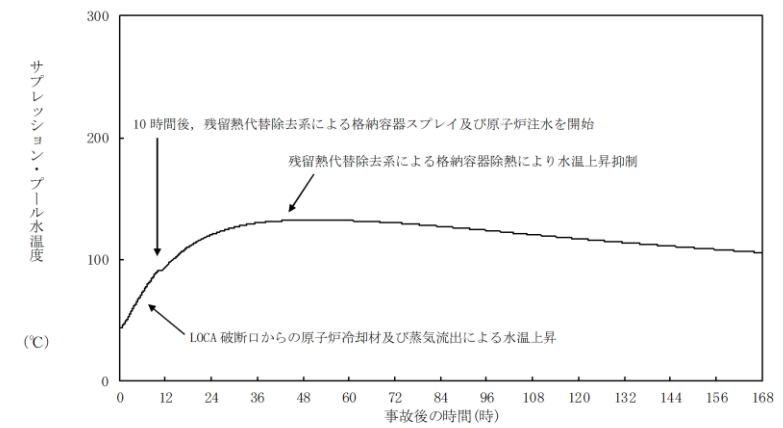
第 3.1.2-15 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3.1.2-16 図 サプレッション・プール水温度の推移



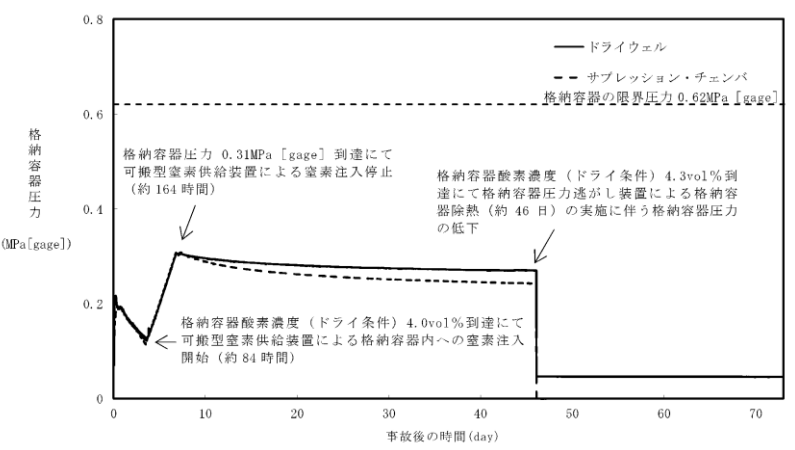
第 3.1.2.2-1(7) 図 サプレッション・プール水位の推移

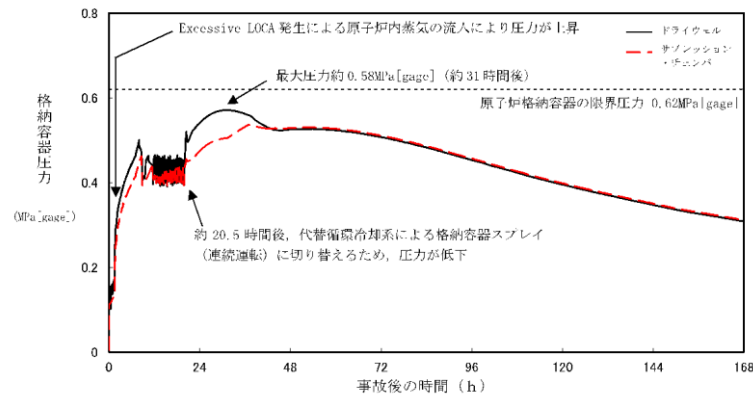


第 3.1.2.2-1(8) 図 サプレッション・プール水温度の推移

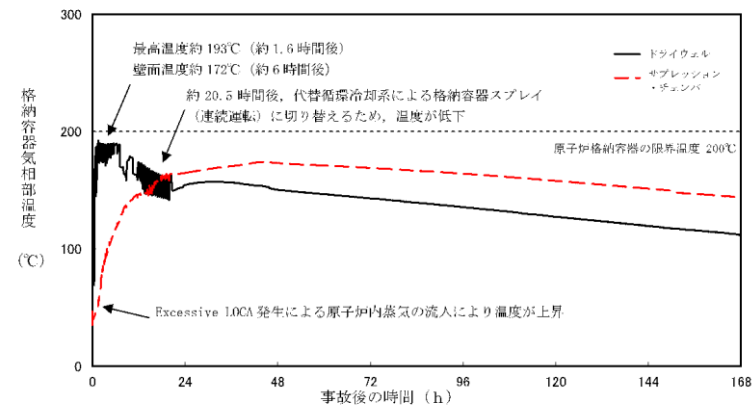
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。
 (・残留熱代替除去系(代替循環冷却系)起動後は、サプレッション・プール水位の上昇はなく、3プラントとも同様の挙動。)

(・残留熱代替除去系(代替循環冷却系)起動後は、3プラントとも同様の挙動。)

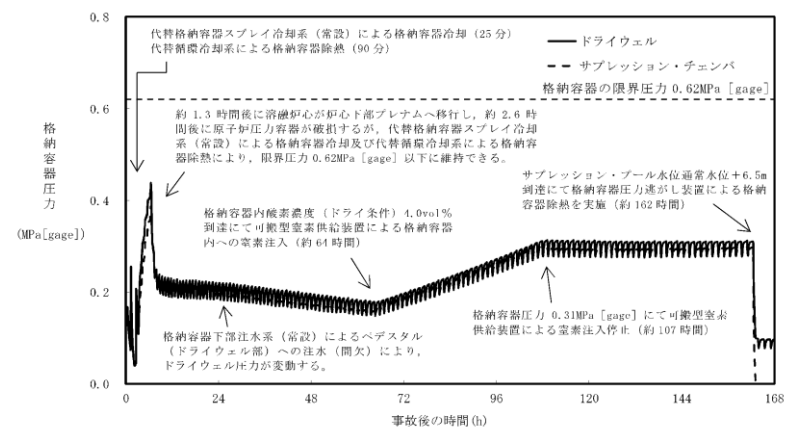
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="1023 745 1632 787"><u>第 3.1.2-17 図 格納容器圧力の推移 (～73 日間)</u></p>		<p data-bbox="2537 304 2804 829"> ・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、長期間（事象発生から 100 日）経過後もベント基準に到達しないため、長期挙動のグラフは添付していない。（東海第二では、可燃性ガスの長期的な事象進展を確認する観点で、事故後 73 日間の図を記載している。） </p>



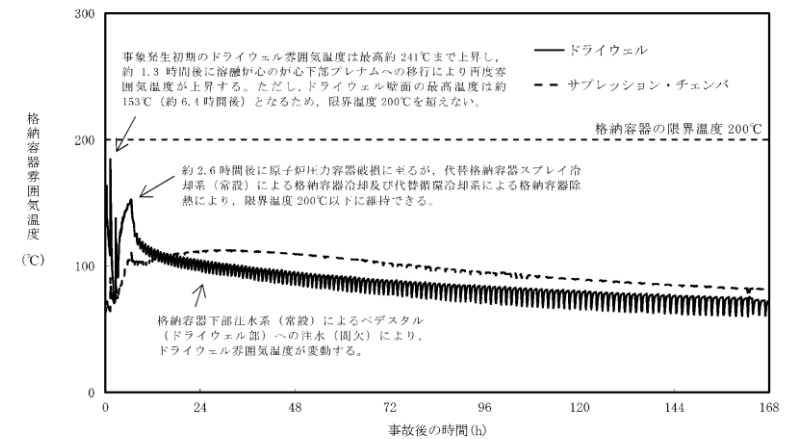
第 3.1.2.15 図 格納容器圧力の推移
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



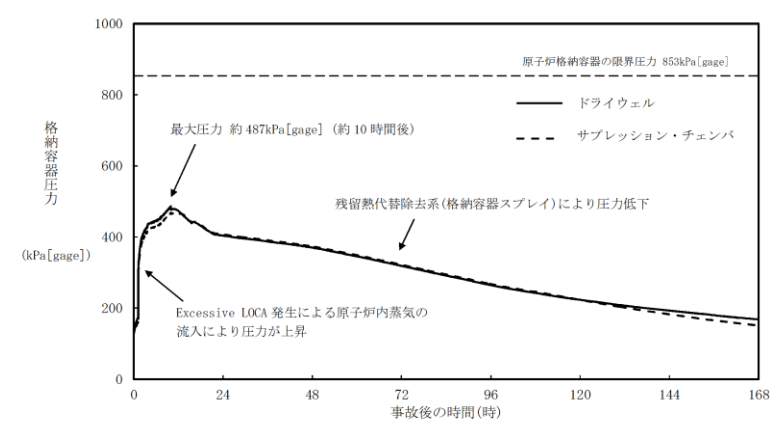
第 3.1.2.16 図 格納容器気相部温度の推移
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



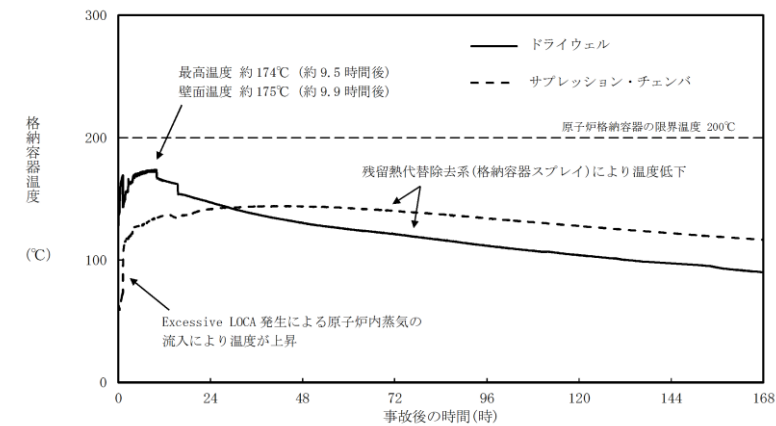
第 3.1.2-18 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の格納容器圧力の推移



第 3.1.2-19 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の格納容器雰囲気温度の推移



第 3.1.2.2-1(9) 図 格納容器圧力の推移
(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)



第 3.1.2.2-1(10) 図 格納容器温度の推移
(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)

(・島根2号炉は, Excessive LOCAにおいて, 原子炉注水配管の破断により原子炉への注水ができないため, 原子炉圧力容器は破損するが, 原子炉圧力容器から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, 事象進展は大破断LOCAと同等になり, 柏崎6/7及び東海第二と同様である。)

第3.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/2)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	可搬型設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直流電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。	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系機能の喪失を確認する。	-	【原子炉冷却材喪失時監視装置】 【原子炉冷却材喪失監視装置】 【炉内蓄熱式直流電源設備】
全交直流電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	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が機能喪失する。これにより炉内電源系統(6.9kV)の母線が使用不能となり、全交直流電力電源喪失による中央制御室にて非常用電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替炉心冷却系、低圧代替注水系統(常設)の準備を開始する。	炉内蓄熱式直流電源設備	-
炉心損傷確認	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直流電力電源が喪失する。原子炉炉心水位は急激に低下し炉心が露出することを確認する。炉心損傷が確認されたことにより、常設代替注水系統(常設)の準備を開始する。	-	格納容器内雰囲気気体放射レベル(0/F) 格納容器内雰囲気気体放射レベル(5/F) 格納容器内水蒸気濃度(SA)
常設代替交流電源設備による交流電源供給停止及び低圧代替注水系統(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停止後、低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水を開始する。トワイロ燃料棒気流速度が低下し炉心水位を確保し、炉心損傷が確認されたことにより、常設代替注水系統(常設)の準備を開始する。	常設代替交流電源設備 低圧代替注水ポンプ 低圧代替注水ポンプ 電池タンク	原子炉炉心水位(SA) 原子炉炉心水位 低圧代替注水流量 低圧代替注水流量 トワイロ燃料棒気流速度

①【】：重大事故等対処設備(設計基準時点)

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用する場合) (1/3)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
原子炉スクラム、LOCA発生及び全交直流電力電源喪失の確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交直流電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。格納容器圧力が13.7kPa [gauge]に到達したことによりLOCAが発生したことを確認する。外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより、全交直流電力電源喪失を確認する。	125V系蓄電池A系 125V系蓄電池B系	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2 C電圧* M/C 2 D電圧* 緊急用M/C電圧 ② ドライウエル圧力 サブレンジオン・チェンバ圧力
原子炉への注水機能喪失の確認	原子炉炉心水位が原子炉炉心水位異常低下(レベル2)設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	-	原子炉炉水位 (SA広帯域) 原子炉炉水位 (SA燃料域) 原子炉炉水位 (広帯域)* 原子炉炉水位 (燃料域)* 原子炉炉水位 (燃料域) 格納容器雰囲気気体放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気気体放射線モニタ (S/C)
炉心損傷確認	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直流電力電源が喪失するため、原子炉炉心水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを格納容器雰囲気気体放射線モニタにより確認する。	-	-
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができず、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系統(常設)の準備を開始する。	-	-

① * 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第3.1.2.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(残留熱代替除去系を使用する場合) (1/3)

島根原子力発電所 2号炉

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直流電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。	所内常設蓄電池直流電源設備	平均出力領域計装
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	所内常設蓄電池直流電源設備 常設代替蓄電池直流電源設備	原子炉炉水位 (SA) 原子炉炉水位 (広帯域) 原子炉炉水位 (燃料域) 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】 【残留熱除去ポンプ出口流量】 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】
全交直流電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	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等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線(6.9kV)が使用不能となり、全交直流電力電源喪失に至る。中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができず、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系統(常設)及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	所内常設蓄電池直流電源設備 常設代替蓄電池直流電源設備	-

①【】：重大事故等対処設備(設計基準時点)
有効性評価上考慮しない操作

備考
本文比較表に記載の差異以外で主要な差異について記載
・記載表現の相違
【東海第二】
①島根2号炉は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設備を「重大事故等対処設備(設計基準拡張)」と位置付けている。
・運用の相違
【東海第二】
②島根2号炉は、原子炉スクラム確認と同時に原子炉格納容器の圧力を確認する必要はない(東海第二ではLOCA時に炉心損傷した場合に、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施する運用として格納容器の圧力を記載している)。

第3.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）(2/2)

判断及び操作	手順	4. 放射性物質上期待する事故対応設備	
		常設設備	計装設備
<p>代替格納容器スプレッドシステム（常設）による原子炉冷却剤供給</p>	<p>格納容器温度が100℃に到達した場合、推進系統により原子炉冷却剤供給を開始し、格納容器スプレッドシステムによる原子炉冷却剤供給を開始する。推進系統により原子炉冷却剤供給を開始する。推進系統により原子炉冷却剤供給を開始する。推進系統により原子炉冷却剤供給を開始する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 低圧貯蔵タンク 格納容器</p>	<p>ドライウェル実用温度 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 低圧貯蔵タンク内圧力(S/C) 低圧貯蔵タンク内圧力(S/C)</p>
<p>代替循環冷却系による原子炉冷却剤供給</p>	<p>代替循環冷却系による原子炉冷却剤供給を開始する。代替循環冷却系による原子炉冷却剤供給を開始する。代替循環冷却系による原子炉冷却剤供給を開始する。代替循環冷却系による原子炉冷却剤供給を開始する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 低圧貯蔵タンク 格納容器</p>	<p>格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) サブプレッション・チェンバ・プールの温度 サブプレッション・チェンバ・プールの水位 低圧貯蔵タンク内圧力(S/C) 低圧貯蔵タンク内圧力(S/C) 低圧貯蔵タンク内圧力(S/C) 低圧貯蔵タンク内圧力(S/C)</p>

① 1：重大事故等対応設備（設計基準記号）

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）(2/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対応設備	
		可搬型設備	計装設備
<p>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレッドシステム（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水による原子炉注水</p>	<p>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。 緊急用母線の受電を確認後、代替格納容器スプレッドシステム（常設）による格納容器冷却を実施する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 格納容器冷却タンク 常設低圧代替注水ポンプ 代替注水ポンプ</p>	<p>緊急用M/C電圧 ドライウェル実用温度 ドライウェル実用圧力 サブプレッション・チェンバ・プールの圧力 低圧代替注水系統格納容器スプレッドシステム（常設）による注水 代替注水貯槽水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （常設）による注水 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水貯槽水位 ドライウェル実用温度 緊急用海水流量 (残留熱除去系熱交換器)</p>
<p>緊急用海水系による冷却水の確保</p>	<p>代替格納容器スプレッドシステム（常設）による格納容器冷却を開始した後、低圧代替注水系統（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウェル実用温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位L10まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 緊急用海水ポンプ 格納容器冷却タンク</p>	<p>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 低圧代替注水系統原子炉注水流量 （常設）による注水 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水貯槽水位 ドライウェル実用温度 緊急用海水流量 (残留熱除去系熱交換器)</p>

① * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対応設備に位置付けるもの

第3.1.2.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（残留熱代替除去系を使用する場合）(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対応設備	
		常設設備	計装設備
<p>炉心損傷確認</p>	<p>大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することによって炉心損傷に至ることを確認する。</p>	<p>所内常設蓄電池直交流電源設備</p>	<p>格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)</p>
<p>常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水</p>	<p>常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 ドライウェル実用温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位L10まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水貯槽</p>	<p>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水貯槽水位 ドライウェル実用温度 (SA)</p>
<p>水素濃度及び酸濃度監視設備の起動</p>	<p>炉心損傷が発生すれば、シリコニウム-水反応等により水素ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク</p>	<p>格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)</p>

① 1：重大事故等対応設備（設計基準記号）
有効性評価上考慮しない操作

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（代替循環冷却系を使用する場合）(3/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
代替循環冷却系による格納容器除熱	緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを開始することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 軽油貯蔵タンク	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プールの水温度
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	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し、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、格納容器下部注水系 (常設) による制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	-	可搬型窒素供給装置
タンクローリによる燃料給油装置による燃料給油操作	タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ

① * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第3.1.2.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（残留熱代替除去系を使用する場合）(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて、原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により、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。また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 残留熱代替除去系 サブプレッション・チェンバ	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) サブプレッション・プールの水温度 (SA) 格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)
可搬型窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、可搬型窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	可搬型窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度 (SA)

① 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
有効性評価上考慮しない操作

第3.1.2.2表 主要解析条件 (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する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3, 926MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52, 200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 336Wd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7, 350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5, 960m ³ 液相部: 3, 580m ³	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3, 43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ内差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	7, 05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5, 2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始12時間以降は45℃、 事象開始24時間以降は40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3, 293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6, 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48, 300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 336Wd/t)	① サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4, 100m ³ 液相部: 3, 300m ³	② 設計値 (通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置	3, 45kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ内差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	6, 983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定
サブプレッション・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	③ 通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度) として設定
外部水源の温度	35℃	④ 年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ベデスタル (ドライウエル部) のプール水	考慮しない	ベデスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプール水が貯留するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ベデスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	-
原子炉熱出力	2, 436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6, 93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35, 6×10 ⁴ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包摂されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包摂されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 336Wd/t)	① サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7, 900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4, 700m ³ 液相部: 2, 800m ³	② サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3, 43kPa (ドライウエル・サブプレッション・チェンバ内差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	3, 61m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5, 0kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	③ 通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	④ 屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

備考

- ・解析条件の相違
- 【東海第二】
- ①条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして10%の保守性を考慮。
- ②島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) 及びサブプレッション・プール水位の解析条件を通常運転水位で設定。東海第二では圧力抑制効果を厳しくする観点で、通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値を設定。
- ③島根2号炉においても、通常運転時の格納容器温度はドライウエル冷却系にて制御されており、条件設定の考え方としては同様。
- ④東海第二の固有条件設定。

第3.1.2.2表 主要解析条件 (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する場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 残留熱除去系の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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する場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドタリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

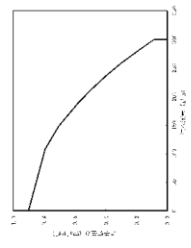
第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドタリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

備考

- ・解析条件の相違
- 【東海第二】
- ⑤島根2号炉は、事象発生と同時にスクラムする解析条件としているが、東海第二では事象を厳しくする観点から原子炉水位低 (レベル3) でスクラムする解析条件としており、外部電源喪失に伴いスクラムする条件としていないことから記載している。

第3.1.2.2表 主要解析条件 (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する場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大300m ³ /hで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	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, 設定
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	90m ³ /hで注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
代替循環冷却系	循環流量は, 全体で約190m ³ /hとし, 原子炉注水へ約90m ³ /h, 格納容器スプレイへ約100m ³ /hに流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定

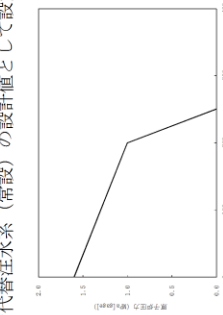
重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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する場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間で原子炉熱出力が維持される厳し設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについてには保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳し設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	注水流量: 230m ³ /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	スプレイ流量: 130m ³ /h (一定)	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため, 初期条件としてベデスタル (ドラワイエル部) のプール水を考慮していないことから, 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) によるベデスタル (ドラワイエル部) 水位の確保動作についても考慮しない
代替循環冷却系	総循環流量: 250m ³ /h ・格納容器スプレイ: 150m ³ /h ・原子炉注水: 100m ³ /h	炉心冷却の維持に必要な流量, 格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約14MW (サブプレッション・プール水温度100℃, 海水温度32℃において)	熱交換器の設計性能に基づき, 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で, 過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
可搬型電源供給装置	総注入流量: 2000m ³ /h ・蒸気: 198Nm ³ /h ・酸素: 20Nm ³ /h ガス温度: 30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳し条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定 低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gauge]において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で150m ³ /hとし, 原子炉注水へ30m ³ /h, 格納容器スプレイへ120m ³ /hに流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約7MW (サブプレッション・プール水温度: 100℃, 海水温度30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬型電源供給装置	総注入流量: 100Nm ³ /h ・蒸気: 99.9Nm ³ /h ・酸素: 0.1Nm ³ /h ガス温度: 35℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

- ・解析条件の相違
- 【東海第二】
- ⑥島根2号炉は, 事象発生と同時にスクラムする解析条件としているが, 東海第二では事象を厳しくする観点から原子炉水位低 (レベル3) でスクラムする解析条件としている。
- ⑦島根2号炉は, 柏崎6/7と同様に注水特性に基づき原子炉注水の条件を設定しているため, 注水特性を記載している。
- ⑧東海第二固有の条件設定。
- ⑨東海第二では, 除熱性能を厳しくする観点から, 過去の海水温度実績を包含する値に設定しているが, 島根2号炉は, 過去の実績を踏まえた値を設定している。

第3.1.2.2表 主要解析条件 (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する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
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	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℃到達時	原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定
代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生約 22.5 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
重大事故等対策に関連する操作条件		

第3.1.2-2表 主要解析条件 (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する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに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	事象発生から 25 分後	中央制御室における常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
緊急用海水系による冷却水 (海水) 確保操作並びに代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達時	格納容器内酸濃度がベンチ基準である 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定
重大事故等対策に関連する操作条件		

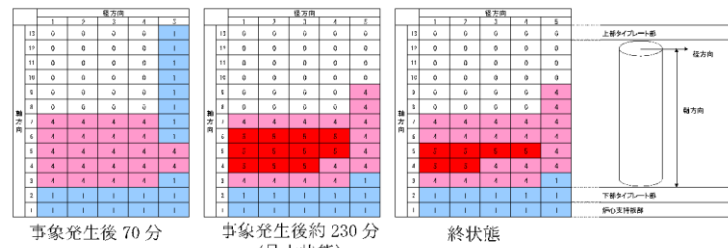
第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生から 10 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	事象発生から 12 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬型窒素供給装置の準備時間を考慮して設定
重大事故等対策に関連する操作条件		

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.2</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p> <p>1. はじめに 有効性評価の「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では、<u>事象発生約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70分後からの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、炉心は再冠水される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。</u></p> <p>2. 評価結果 (1) 炉心の損傷状態 <u>図1に事象発生後70分、事象発生後約230分（最大状態）及び終状態（事象開始後7日）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。</u></p> <p>(2) 損傷炉心の位置 <u>図2に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図2に示すとおり、炉心は炉心位置に保持される。</u></p> <p>(3) シュラウドへの熱影響 終状態においても、溶融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.6</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p> <p>1. はじめに <u>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では、事象発生約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約9分後に1,200℃に到達し、また、事象発生約27分後に燃料温度は2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生約25分後からの低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、<u>原子炉水位は上昇し、原子炉水位L0相当に維持される。</u>上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。</u></p> <p>2. 評価結果 (1) 炉心の損傷状態 <u>第1図に事象発生25分後、事象発生約3.5時間後（最大状態）及び事象発生7日後（終状態）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。</u></p> <p>(2) 損傷炉心の位置 <u>第2図に炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化の推移を示す。第2図に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。</u></p> <p>(3) シュラウドへの熱影響 終状態においても、溶融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.1</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について</p> <p>1. はじめに <u>有効性評価の「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では、事象発生約5分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（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10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約28分後に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生30分後からの低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、<u>炉心は再冠水される。</u>上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。</u></p> <p>2. 評価結果 (1) 炉心の損傷状態 <u>図1に事象発生30分後、事象発生約100分後（最大状態）及び終状態（事象発生7日後）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。</u></p> <p>(2) 損傷炉心の位置 <u>図2に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図2に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。</u></p> <p>(3) シュラウドへの熱影響 終状態においても、溶融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない（<u>シュラウドの最高温度は約500℃であり、融点（1400℃程度）を下回る。</u>）。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 1,000K 到達時間等の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、低圧原子炉代替注水系により原子炉水位が T A F まで回復することから、「L0以上」という記載をしていない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 最大状態となる時間の相違。</p>

3. まとめ

有効性評価の「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において、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。



損傷状態のモデル

- 0: 燃料なし (空洞)
- 1: 燃料が自立した状態
- 2: 燃料が崩壊した状態
- 3: 流路が減少した状態
- 4: 流路が閉塞した状態
- 5: 溶融プール状態

図1 炉心の損傷状態

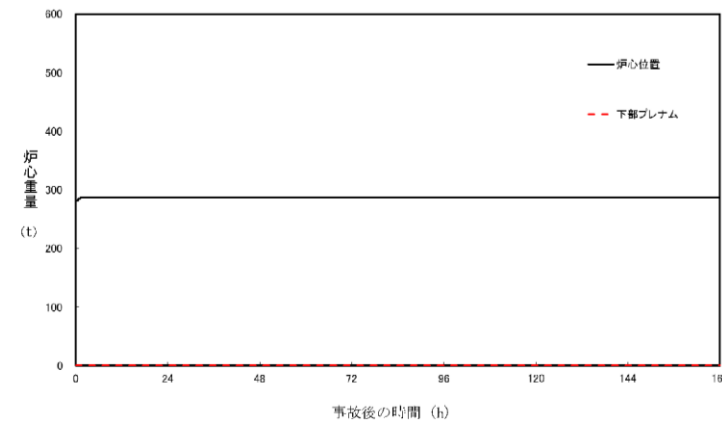
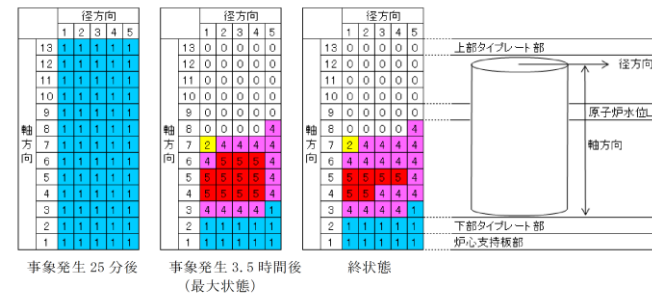


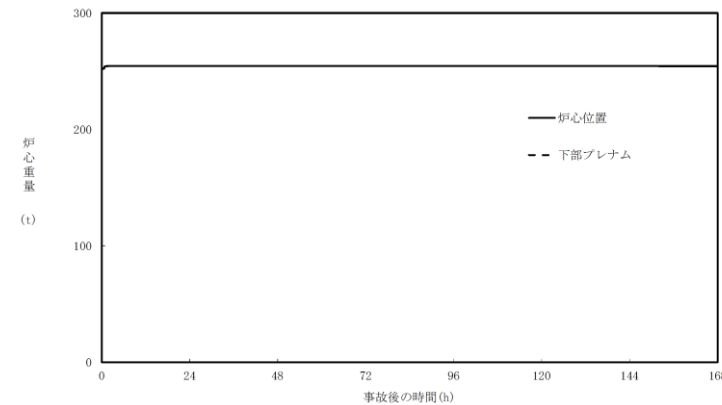
図2 各部 (炉心位置, 下部プレナム) における炉心重量の時間変化



損傷状態のモデル

- 0: 空洞
- 1: 燃料が自立した状態
- 2: 燃料が崩壊した状態
- 3: 流路が減少した状態
- 4: 流路が閉塞した状態
- 5: 溶融プール状態

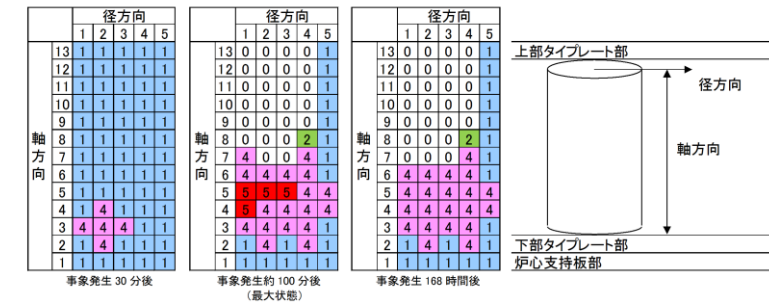
第1図 炉心の損傷状態



第2図 炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化

3. まとめ

有効性評価の「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において、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。



損傷状態のモデル

- 0: 空洞
- 1: 燃料が自立した状態
- 2: 燃料が崩壊した状態
- 3: 流路が減少した状態
- 4: 流路が閉塞した状態
- 5: 溶融プール状態

図1 炉心の損傷状態

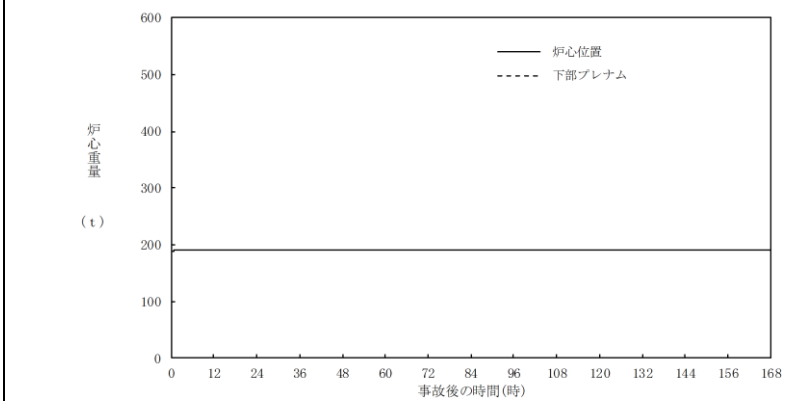


図2 各部 (炉心位置, 下部プレナム) における炉心重量の時間変化

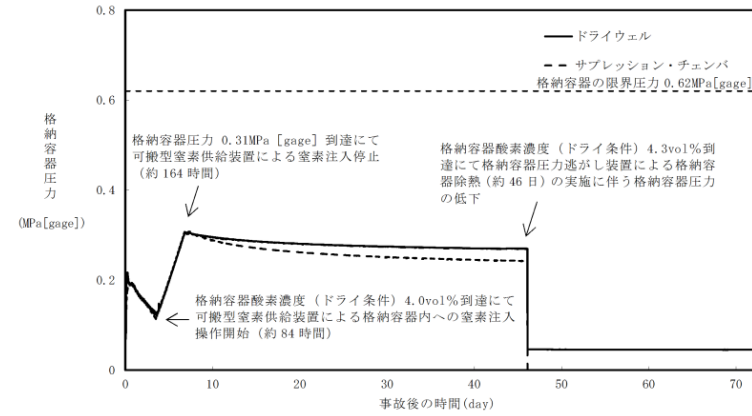
(損傷炉心は下部プレナムに移行することなく, 3プラントとも同様の挙動)

(炉心重量の変化はなく, 3プラントとも同様の挙動)

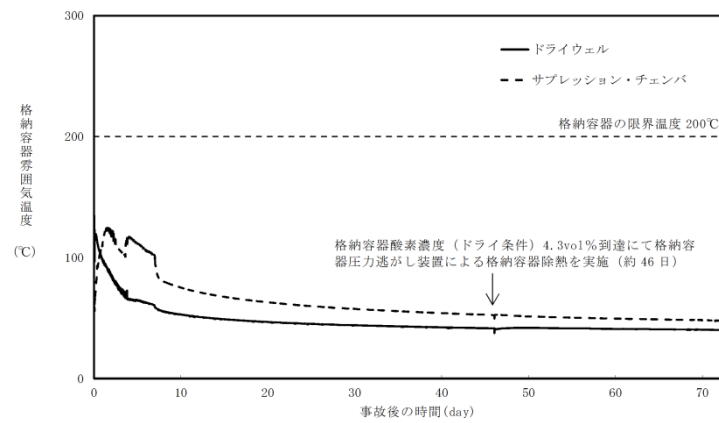
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.3</p> <p>安定状態について (代替循環冷却系を使用する場合)</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時において代替循環冷却系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能 (格納容器圧力逃がし装置又は代替循環冷却系) により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から約22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回り、原子炉格納容器安定状態が確立される。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.9</p> <p>安定状態について (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する場合))</p> <p>「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する場合)」時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：</p> <p>事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持可能であり、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>格納容器安定状態：</p> <p>損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能 (代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置) により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧代替注水系 (常設) における注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び雰囲気温度は最高使用圧力・温度以下に維持される。格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.2</p> <p>安定状態について (残留熱代替除去系を使用する場合)</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 時において残留熱代替除去系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により、損傷炉心の冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能 (残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系) により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>低圧原子炉代替注水系 (常設) による注水継続により損傷炉心が冠水し、損傷炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は 150℃を下回り、原子炉格納容器安定状態が確立される。格納容器圧力に</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>原子炉格納容器除熱開始までの準備時間等の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。<u>代替循環冷却系</u>を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉格納容器除熱機能として<u>代替循環冷却系</u>の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス封入（パージ）</p> <p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保 (添付資料2.1.1 別紙1 参照)</p>	<p>窒素注入を実施する運用としていることから、<u>一時的に上昇する期間があるが</u>、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持され、格納容器安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の格納容器破損防止対策により安定状態を確立できる。<u>代替循環冷却系</u>を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>①<u>格納容器除熱機能</u>として<u>代替循環冷却系</u>の使用又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行</p> <p>②<u>格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント</u>（窒素注入）<u>並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧</u></p> <p>③上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水等の確保</p> <p>④長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する<u>格納容器</u>の頑健性の確保 (別紙参照)</p>	<p>については、<u>原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから</u>、<u>低下傾向とならないが</u>、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。<u>残留熱代替除去系</u>を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① <u>原子炉格納容器除熱機能</u>として<u>残留熱代替除去系</u>の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行</p> <p>② <u>原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス注入（パージ）</u></p> <p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される<u>原子炉格納容器</u>の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する<u>原子炉格納容器</u>の頑健性の確保 (添付資料 2.1.2 別紙1 参照)</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事象発生から7日間までの期間において、注入する窒素容量の相違により格納容器圧力は有意に上昇しない。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベントについては、「添付資料 3.4.3 安定状態について（水素燃焼）」に記載している。</p>

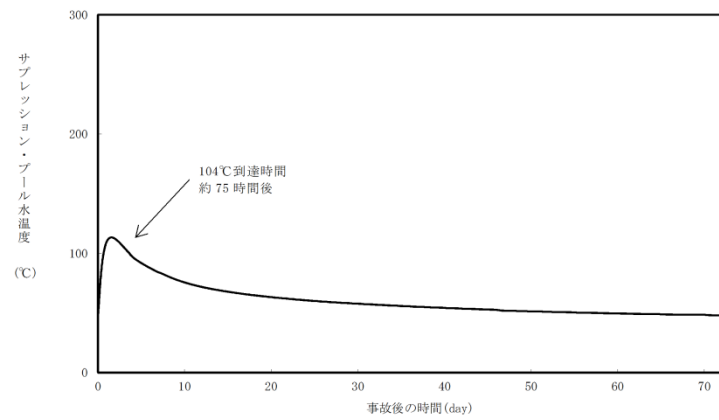
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備 考
	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;"><u>安定状態の維持について</u></p> <p>1. サプレッション・プール水温度に関する長期間解析</p> <p><u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置を使用した場合の長期的なサプレッション・プール水温度の挙動を確認するため、有効性評価の対象とした事故シーケンスのうち、サプレッション・プール水温度が高く推移する重大事故として「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する場合）」及び「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できない場合）」について、サプレッション・プール水温度が約 100℃に低下するまでの長期間解析を実施した。</u></p> <p><u>第 1 図から第 3 図に「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する場合）」における格納容器圧力、格納容器雰囲気温度及びサプレッション・プール水温度の解析結果を示す。同様に、第 4 図から第 6 図に「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できない場合）」の解析結果を示す。</u></p> <p><u>第 6 図に示すように、「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できない場合）」においては、事故後 7 日時点では、サプレッション・プール水温度は最高使用温度の 104℃（格納容器設計条件を決定するための冷却材喪失事故時の解析結果での最高温度に余裕をもたせた温度）を上回っているが、事故発生 7 日間以降の 100℃に低下するまでの全期間にわたって 150℃を下回っている。トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチに使用されている改良 E P D M 製シール材は一般特性として耐温度性は 150℃であることから、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能は維持される。</u></p> <p><u>したがって、事故発生 7 日以降にサプレッション・プール水温度が最高使用温度を上回っていても格納容器の健全性が問題となることはない。</u></p>		<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉は、添付資料 2.1.2「安定状態について（別紙 1）」において記載している。</p>



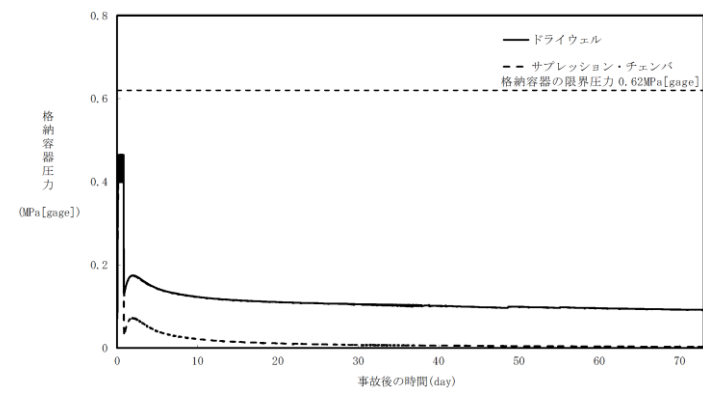
第1図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
(代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器圧力の推移



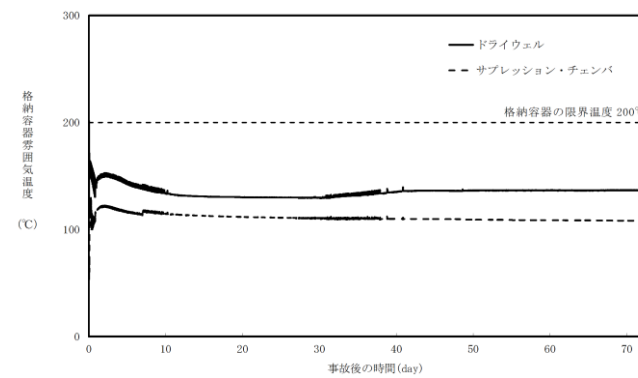
第2図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
(代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器雰囲気温度の推移



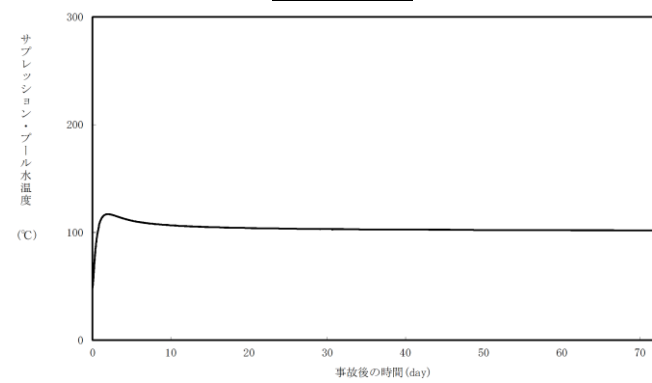
第3図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
(代替循環冷却系を使用する場合) におけるサブプレッション・プール水温度の推移



第4図 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できない場合）における格納容器圧力の
推移



第5図 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できない場合）における格納容器雰囲気
温度の推移



第6図 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できない場合）におけるサプレッショ
ン・プール水温度の推移

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備 考
	<p>2. <u>格納容器内の可燃性ガス濃度制御</u></p> <p><u>重大事故時において格納容器圧力逃がし装置により格納容器除熱（以下「格納容器ベント」という。）を実施している場合は、残留熱除去系による格納容器除熱機能が使用可能な状態になり、長期にわたり格納容器の冷却が可能であること、格納容器内の可燃性ガス濃度測定が可能であり、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の水の放射線分解により発生する酸素及び水素を可燃限界濃度に到達することなく制御が可能であることが確認された場合に、格納容器ベントを停止することができる。</u></p> <p><u>残留熱除去系による格納容器除熱は、格納容器スプレイ又はサブプレッション・プール水冷却運転で実施する。しかし、長期安定停止状態における格納容器ベント停止後の格納容器除熱は、崩壊熱が低下しているためサブプレッション・プール水冷却運転のみで実施可能である。</u></p> <p><u>なお、格納容器スプレイを実施するような場合においては、格納容器内の急激な蒸気凝縮により格納容器圧力が負圧になることを防止するため、格納容器圧力高スクラム設定点を格納容器スプレイ停止設定値としており、運転員は格納容器スプレイ停止操作を行う。残留熱除去系による格納容器スプレイは運転員の操作により実施され、自動的に動作するものではない。</u></p> <p><u>格納容器ベント停止後の格納容器可燃性ガス濃度制御は、可燃性ガス濃度制御系により格納容器内の酸素及び水素を再結合することにより、可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能である。</u></p> <p><u>さらに、長期的な保管として、格納容器の不活性化を可搬型窒素供給装置による窒素注入により実施することができる。</u></p>		<p>・記載箇所の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、添付資料 2.1.2「安定状態について（別紙1）」において記載している。</p>

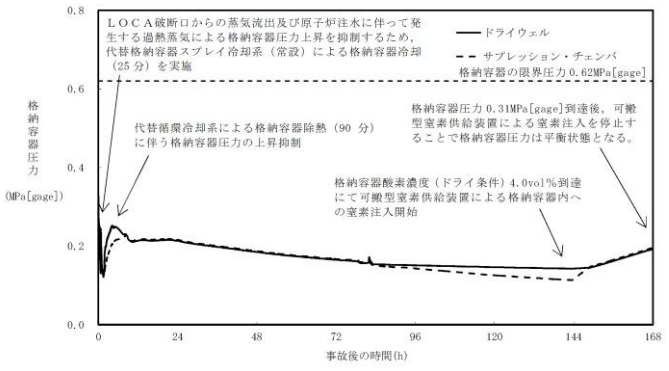
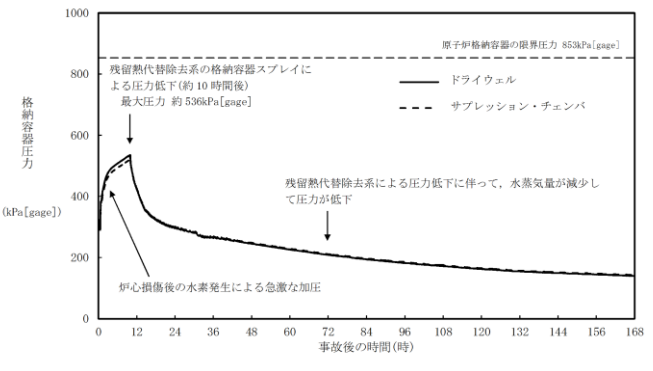
まとめ資料比較表 [有効性評価 添付資料 3.1.2.3]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.4</p> <p>原子炉格納容器内に存在する<u>亜鉛及びアルミニウム</u>の反応により発生する<u>水素ガス</u>の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>BWR において事故時に可燃性ガスが発生する事象として主にジルコニウム-水反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。</p> <p>平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所1,2,4号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル(常温亜鉛めっき)が水蒸気と反応し発生した水素ガスの影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出されるよう素の環境への放出低減を目的に、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するため、水酸化ナトリウムを注入するが、これにより、炉内構造物の金属腐食(亜鉛及びアルミニウム)による水素ガスの発生も考えられる。</p> <p>ここでは、<u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>において、上記事象により水素ガスが発生した場合の影響評価を実施する。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>2.1 亜鉛の反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素ガスが発生する可能性がある。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入により<u>サプレッション・プール</u>のpHは約12.7程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にグレーチングの亜鉛めっきが全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. 亜鉛量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>上部ドライウエル グレーチング</u>表面積: 3,200m² ・<u>サプレッション・チェンバ・プール グレーチング</u>表面積: 	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.10</p> <p>格納容器内に存在する<u>アルミニウム/亜鉛</u>の反応により発生する<u>水素</u>の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p><u>格納容器内では配管の保温材等にアルミニウムを使用しており、サプレッション・プール水pH制御装置により注入される水酸化ナトリウムが格納容器内に存在するアルミニウムに被水すると化学反応により水素が発生する。</u></p> <p><u>また、格納容器内のグレーチングには亜鉛メッキが施されており、亜鉛も同様に水酸化ナトリウムと反応して水素が発生する。</u></p> <p><u>以上の化学反応が、格納容器内の水素発生量及び格納容器圧力上昇に与える影響を評価する。なお、実際に水酸化ナトリウムと反応する金属は、格納容器スプレイの飛散範囲と考えられるが、保守的に格納容器内全ての亜鉛とアルミニウムが反応し、水素が発生するとして評価を行う。</u></p> <p style="text-align: center;"> $\text{Al} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaAlO}_2 + 3/2\text{H}_2 \quad \text{式 (a)}$ $\text{Zn} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaHZnO}_2 + \text{H}_2 \quad \text{式 (b)}$ </p> <p>2. 影響評価</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.3</p> <p>原子炉格納容器内に存在する<u>亜鉛及びアルミニウム</u>の反応により発生する<u>水素ガス</u>の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>BWRにおいて事故時に可燃性ガスが発生する事象として主にジルコニウム-水反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。</p> <p>平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所1,2,4号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル(常温亜鉛めっき)が水蒸気と反応し発生した水素ガスの影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出されるよう素の環境への放出低減を目的に、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するため、水酸化ナトリウムを注入するが、これにより、炉内構造物の金属腐食(亜鉛及びアルミニウム)による水素ガスの発生も考えられる。</p> <p>ここでは、<u>島根原子力発電所2号炉</u>において、上記事象により水素ガスが発生した場合の影響評価を実施する。</p> <p>2. 影響評価</p> <p>2.1 亜鉛の反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素ガスが発生する可能性がある。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入により<u>サプレッション・チェンバ</u>のpHは約11程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にグレーチングの亜鉛めっきが全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. 亜鉛量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ドライウエル グレーチング</u>表面積 :3,135m² ・<u>サプレッション・チェンバ</u> グレーチング表面積:930m² 	<p>・設備設計の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>1, 100m²</p> <ul style="list-style-type: none"> ・亜鉛めっき膜厚：80 μm (JIS H8641-2007記載の溶解亜鉛めっき厚判定基準値(最大値) 76 μmより設定, <u>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉</u>においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施) ・亜鉛密度：7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値) <p>b. 評価結果</p> <p>〈亜鉛量〉</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、<u>約2,500kg</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>上部ドライウエル部：1,843kg (=3,200m²×80 μm×7.2g/cm³)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール部：634kg (=1,100m²×80 μm×7.2g/cm³)</u> <p>〈水素ガス発生量〉</p> <p>亜鉛は、以下の化学反応によって水素ガスを発生する可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Zn + H₂O → ZnO + H₂ ↑ (亜鉛-水蒸気反応) ・ Zn + NaOH + H₂O → NaHZnO₂ + H₂ ↑ (金属腐食反応) <p>亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛1mol より水素ガスが1mol 発生するため、発生する水素ガス量は<u>約77kg (=56.8+19.5)</u>、水素ガス体積(標準状態)は<u>約850Nm³ (=631+217)</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドライウエル部：56.8kg (=1,843,000g/65.4g/mol×2.016g/mol)</u> <u>631Nm³ (=1,843,000g/65.4g/mol×0.0224Nm³/mol)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ・プール部：19.5kg (=634,000g/65.4g/mol×2.016g/mol)</u> <u>217Nm³ (=634,000g/65.4g/mol×0.0224Nm³/mol)</u> <p>2.2 アルミニウムの反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材やドライウエルクーラー(DWC)のアルミフィンである。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入に</p>	<p>(1) <u>格納容器内アルミニウム量及び亜鉛量</u></p> <p><u>格納容器内でアルミニウムを使用している構造物は配管保温材等であり、重量は約1,027kgである。</u></p> <p><u>一方、格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛メッキ等であり、重量は約4,244kgである。</u></p> <p>(2) <u>アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素発生量</u></p> <p>a. <u>アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量</u></p> <p><u>式(a)より、アルミニウム 1mol に対して水素発生量は1.5mol であり、アルミニウムの原子量が 27、水素の原子量が 2 であるため、アルミニウム 9kg に対して水素 1kg が発生する。</u></p> <p>b. <u>亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量</u></p> <p><u>式(b)より、亜鉛 1mol に対して水素発生量は 1mol であり、亜鉛の原子量が 65.4、水素の原子量が 2 であるため、亜鉛 32.7kg に対して水素 1kg が発生する。</u></p> <p><u>以上より、格納容器内全てのアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合、アルミニウムとの反応により約 115kg、亜鉛との反応により約 131kg の合計約 246kg の水素が発生する。</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・亜鉛めっき膜厚：80 μm (JISH8641-2007 記載の溶解亜鉛めっき厚判定基準値(最大値)76 μmより設定, <u>島根原子力発電所2号炉</u>においても本JISに基づき亜鉛めっきを実施) ・亜鉛密度：7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値) <p>b. 評価結果</p> <p>〈亜鉛量〉</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、<u>約 2,350 kg</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドライウエル部：約 1,806 kg (=3,135m²×80 μm×7.2g/cm³)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ部：約 536 kg (=930m²×80 μm×7.2g/cm³)</u> <p>〈水素ガス発生量〉</p> <p>亜鉛は、以下の化学反応によって水素ガスを発生する可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Zn + H₂O → ZnO + H₂ ↑ (亜鉛-水蒸気反応) ・ Zn + NaOH + H₂O → NaHZnO₂ + H₂ ↑ (金属腐食反応) <p>亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛 1mol より水素ガスが 1mol 発生するため、発生する水素ガス量は<u>約 73kg (=56+17)</u>、水素ガス体積(標準状態)は<u>約 803Nm³ (=619+184)</u>となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ドライウエル部：56kg (=1,806,000g/65.4g/mol×2.016g/mol)</u> <u>619Nm³ (=1,806,000g/65.4g/mol×0.0224Nm³/mol)</u> ・ <u>サブプレッション・チェンバ部：17kg (=536,000g/65.4g/mol×2.016g/mol)</u> <u>184Nm³ (=536,000g/65.4g/mol×0.0224Nm³/mol)</u> <p>2.2 アルミニウムの反応による水素ガスの発生について</p> <p>原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材やドライウエルクーラー(DWC)のアルミフィンである。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナト</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

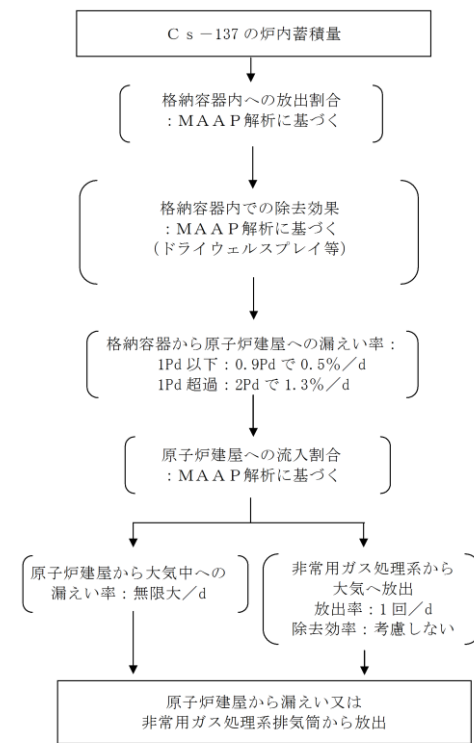
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>よりサプレッション・プールのpHは約12.7程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にアルミニウムの全量が全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. アルミニウム量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保温材に含まれるアルミニウムの体積：約0.4m³ ・アルミニウム密度：2.7g/cm³ ・DWCに含まれるアルミニウムの質量：約360kg <p>b. 評価結果</p> <p><アルミニウム量></p> <p>原子炉格納容器内に存在するアルミニウムの量は、約1,440kgとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保温材：約1,080kg (=0.4m³ × 2,700kg/m³) ・DWC：約360kg <p><水素ガス発生量></p> <p>アルミニウムは、以下の化学反応によって水素ガスを発生する。</p> $\text{Al} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaAlO}_2 + 3/2\text{H}_2 \uparrow \quad (\text{金属腐食反応})$ <p>アルミニウム1molより水素ガスが3/2mol発生するため、以下のとおり、発生する水素ガス量は約162kg、水素ガス体積(標準状態)は約1,800Nm³となる。</p> $161.3\text{kg} \quad (\equiv 1,440,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)$ $1792\text{Nm}^3 \quad (\equiv 1,440,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol} \times 3/2)$ <p>なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約600kgであり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計約239kgは3割程度の値である。</p> <p>2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素ガス発生による影響について</p> <p>(1) 格納容器圧力への影響について</p> <p>格納容器圧力への影響評価にあたり、全交流動力電源喪失シナリオを例として評価を実施する。表1に全交流動力電源喪失シナ</p>		<p>リウム注入によりサプレッション・チェンバのpHは約11程度となると考えられるが、金属腐食反応はpH依存性があることから、保守的にアルミニウムの全量が全て反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。</p> <p>a. アルミニウム量の計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保温材に含まれるアルミニウムの体積：約0.5843m³ ・アルミニウム密度：2.7g/cm³ ・DWCに含まれるアルミニウムの質量：約1,761kg <p>b. 評価結果</p> <p><アルミニウム量></p> <p>原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は、約3,339kgとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保温材：約1,578kg (=0.5843m³ × 2,700kg/m³) ・DWC：約1,761kg <p><水素ガス発生量></p> <p>アルミニウムは、以下の化学反応によって水素ガスを発生する。</p> $\text{Al} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaAlO}_2 + 3/2\text{H}_2 \uparrow \quad (\text{金属腐食反応})$ <p>アルミニウム1molより水素ガスが3/2mol発生するため、以下のとおり、発生する水素ガス量は約374kg、水素ガス体積(標準状態)は約4,156Nm³となる。</p> $374\text{kg} \quad (\equiv 3,339,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)$ $4,156\text{Nm}^3 \quad (\equiv 3,339,000\text{g} / 27\text{g/mol} \times 0.0224\text{Nm}^3/\text{mol} \times 3/2)$ <p>なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約198kgであり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計約450kgは2倍程度の値である。</p> <p>2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素ガス発生による影響について</p>	<p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>・評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・評価方針の相違【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考														
<p>リオにおける格納容器ベント前における格納容器気相部のモル分率を示す。</p> <p>格納容器気相部のモル分率から考えると、格納容器ベント実施時 (0.31MPa) には、窒素ガス 約0.02MPa, 蒸気 約0.29MPa を示す。亜鉛の反応により生じる水素ガス約77kg 及びアルミニウムの発生により発生する水素ガス約162kg の合計約239kg を考慮した場合は、窒素ガス 約0.02MPa, 蒸気 約0.28MPa, 水素ガス 約0.01MPa となる。これより、全交流動力電源喪失シナリオにおいて、格納容器圧力は窒素ガス及び原子炉内で崩壊熱により発生し原子炉格納容器内に流入する蒸気の影響が大きいと考えられ、亜鉛及びアルミニウムの反応で発生する水素ガスはほぼ影響を及ぼさない。</p> <p style="text-align: center;">表1：格納容器気相部のモル分率</p> <table border="1" data-bbox="186 793 863 949"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>窒素ガス</th> <th>水蒸気</th> <th>水素ガス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">モル分率</td> <td>水素ガスの追加発生を考慮しない</td> <td>約 0.08</td> <td>約 0.92</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>水素ガスの追加発生を考慮する</td> <td>約 0.07</td> <td>約 0.89</td> <td>約 0.03</td> </tr> </tbody> </table>			窒素ガス	水蒸気	水素ガス	モル分率	水素ガスの追加発生を考慮しない	約 0.08	約 0.92	0	水素ガスの追加発生を考慮する	約 0.07	約 0.89	約 0.03	<p>3. <u>発生する水素による圧力上昇の影響</u></p> <p>発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温) (代替循環冷却系を使用する場合)」シーケンスにおいて、事象初期から <u>246kg</u> の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。</p> <p>第 1 図に示すとおり、<u>格納容器スプレイによって圧力抑制することが可能である。また、90 分後に代替循環冷却系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 0.62MPa[gage]に到達することはない。</u>このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、アルミニウム及び亜鉛の化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。</p>	<p>(1) <u>格納容器圧力への影響について</u></p> <p>発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温) (残留熱代替除去系を使用する場合)」シーケンスにおいて、事象初期から <u>450kg</u> の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。</p> <p>図 1 に示すとおり、<u>事象発生 10 時間後に残留熱代替除去系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 853kPa[gage]に到達することはない。</u>このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、亜鉛及びアルミニウムの化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。</p>	<p>島根 2 号炉では、後述の評価により、格納容器圧力への影響を確認している。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 ・運用の相違 【東海第二】 ・設備の相違 【東海第二】</p>
		窒素ガス	水蒸気	水素ガス													
モル分率	水素ガスの追加発生を考慮しない	約 0.08	約 0.92	0													
	水素ガスの追加発生を考慮する	約 0.07	約 0.89	約 0.03													

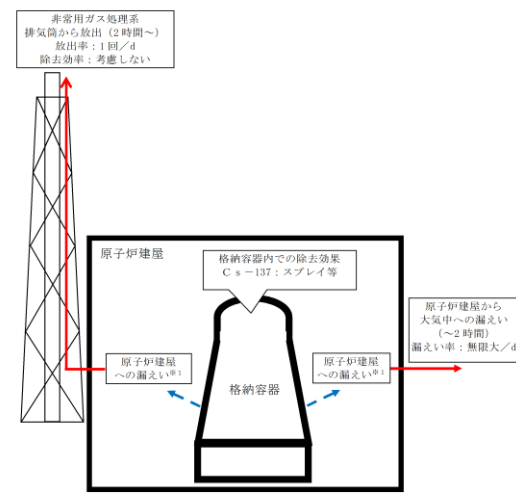
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 水素燃焼への影響について</p> <p>水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度4vol%以上かつ酸素濃度5vol%以上である。BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。</p> <p>3. まとめ</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると約77kgの水素ガス、アルミニウムが全て反応することを想定すると約162kgの水素ガス(合計約239kgの水素ガス)が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、ほぼ窒素ガスと崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。</p> <p>また、水素燃焼の観点においても、BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから有意な影響はないと考えられる。</p> <p>なお、文献[1]においても、金属腐食反応による水素ガス発生はジルコニウム-水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く、水素ガス発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素ガス発生が有意な影響を与えることはないと考えられる。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」 JAERI-M 82-039, 1982 年5 月</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)</p>  <p>第1図 格納容器圧力の推移</p> <p>4. 水素燃焼への影響について</p> <p>水素及び酸素の可燃限界は、水素濃度 4vol%以上かつ酸素濃度 5vol%以上である。BWRの格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから、本反応単独での水素の燃焼は発生しない。</p> <p>5. まとめ</p> <p>格納容器内に存在するアルミニウム及び亜鉛が全て反応することを想定すると、約 246kgの水素が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、崩壊熱により発生する蒸気の影響が大きいため、アルミニウム及び亜鉛の反応により発生する水素は、格納容器圧力に対して有意な影響はない。</p> <p>また、水素燃焼の観点においても、BWRのドライウエル内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生はないことから有意な影響はない。</p> <p>なお、文献^[1]においても、金属腐食反応による水素発生はジルコニウム-水反応等による水素発生に比べ反応速度が遅く、水素発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素発生量が有意な影響を与えることはない。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」 JAERI-M82-039, 1982 年5 月</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>  <p>図1 格納容器圧力の推移</p> <p>(2) 水素燃焼への影響について</p> <p>水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度 4 vol%以上かつ酸素濃度 5 vol%以上である。BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。</p> <p>3. まとめ</p> <p>原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきに含まれる亜鉛が全て反応することを想定すると約 73kgの水素ガス、アルミニウムが全て反応することを想定すると約 374kgの水素ガス(合計約 450kgの水素ガス)が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、ほぼ窒素ガスと崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。</p> <p>また、水素燃焼の観点においても、BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから有意な影響はないと考えられる。</p> <p>なお、文献^[1]においても、金属腐食反応による水素ガス発生はジルコニウム-水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く、水素ガス発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素ガス発生が有意な影響を与えることはないと考えられる。</p> <p>[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」 JAERI-M82-039, 1982 年5 月</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.5</p> <p>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</p> <p>格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉区域・タービン区域換気空調系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉区域・タービン区域換気空調系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建屋の設計負圧が達成されるまで事象発生から40分かかることを想定している。</p> <p>格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮され原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいし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ものと考えられる。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉区域・タービン区域換気空調系が停止している場合は、原子炉格納容器から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、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。</p> <p>本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建屋から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.4</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について</p> <p>本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137」の放出量評価について示す。</p> <p>なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、瞬時に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器が健全な場合、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいするものとしている。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。 ・原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやり取りは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。 	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.4</p> <p>原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉棟の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉棟の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物の設計負圧が達成されるまで事象発生から70分かかると想定している。</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内の重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。</p> <p>これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。</p> <p>本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7,東海第二】</p> <p>島根2号炉は、非常用ガス処理系の起動操作時間(60分)+負圧達成時間(10分)を想定して設定。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																									
<p>1. 評価条件</p> <p>(1) 格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、代替循環冷却系によって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で原子炉格納容器内圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のとおり設定する。(添付資料3.1.2.6参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 1Pd以下 : 0.9Pdで0.4%/日相当 1~2Pd : 2.0Pdで1.3%/日相当 <p>なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を期待できるが、本評価では保守的に考慮しないこととする。</p> <p>(3) 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は、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生40分後までは原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率0.5回/日相当を考慮する。</p> <p>(4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉区域内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする(Df=1)。</p> <p>(5) 原子炉建屋内での放射エネルギー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>1. 評価条件</p> <p>放出量評価条件を第1表、大気中への放出過程及び概略図を第1図及び第2図に示す。</p> <p>第1表 放出量評価条件 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="1083 388 1587 1102"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>評価事象</td> <td>「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力</td> <td>3,293MW</td> <td>定格熱出力</td> </tr> <tr> <td>運転時間</td> <td>1サイクル当たり 10,000時間(416日)</td> <td>1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>取替炉心の燃料装荷割合</td> <td>1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084</td> <td>取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定</td> </tr> <tr> <td>炉内蓄積量(Cs-137)</td> <td>約4.36×10¹¹Bq</td> <td>「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ燃料(A型)、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)</td> </tr> <tr> <td>放出開始時間</td> <td>格納容器漏えい:事象発生直後</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>格納容器内への放出割合(Cs-137)</td> <td>0.49</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>格納容器の漏えい孔における捕集効果</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器内での除去効果</td> <td>MAAP解析に基づいた沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ</td> <td>MAAPのFPP準動モデル</td> </tr> <tr> <td>格納容器内pH制御の効果</td> <td>考慮しない</td> <td>サプレッション・プール水pH制御設備は、重大事故等時設備に備わっていないため、保守的に設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 東海第二発電所(BWR5)に比べて炉心比出力が大きく、単位熱出力当たりの炉内蓄積量を保守的に評価するABWRの値を使用。</p> <p>第1表 放出量評価条件 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1083 1260 1587 1879"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>評価条件</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器から原子炉建屋への漏えい率</td> <td>1Pd以下:0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過:2Pdで1.3%/d</td> <td>MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)</td> </tr> <tr> <td>格納容器から原子炉建屋への漏えい割合</td> <td>Cs-137:約2.41×10⁻² Cs-134:約1.66×10⁻²</td> <td>MAAP解析結果</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)</td> <td>無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)</td> <td>1回/d(排気機放出)</td> <td>設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間</td> <td>事象発生から2時間後</td> <td>起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率</td> <td>考慮しない</td> <td>保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態</td> <td>閉状態</td> <td>原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉がないため(別添参照)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(6) 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は、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生70分後までは原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。</p> <p>(5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする(Df=1)。</p> <p>(6) 原子炉建屋内での放射エネルギー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>※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019年12月</p>	項目	評価条件	選定理由	評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	—	炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力	運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定	取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	炉内蓄積量(Cs-137)	約4.36×10 ¹¹ Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ燃料(A型)、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)	放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後	MAAP解析結果	格納容器内への放出割合(Cs-137)	0.49	MAAP解析結果	格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定	格納容器内での除去効果	MAAP解析に基づいた沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ	MAAPのFPP準動モデル	格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水pH制御設備は、重大事故等時設備に備わっていないため、保守的に設定	項目	評価条件	選定理由	格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下:0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過:2Pdで1.3%/d	MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)	格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	Cs-137:約2.41×10 ⁻² Cs-134:約1.66×10 ⁻²	MAAP解析結果	原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/d(排気機放出)	設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)	非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉がないため(別添参照)	<p>1. 評価条件</p> <p>(1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、残留熱代替除去系によって格納容器除熱を実施する場合について評価する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料3.1.2.5参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> 1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日相当 1~2Pd : 2.0Pdで1.3%/日相当 <p>(3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する(Df=10)※1。</p> <p>(4) 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は、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生70分後までは原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。</p> <p>(5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする(Df=1)。</p> <p>(6) 原子炉建屋内での放射エネルギー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>※1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019年12月</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計漏洩率の相違【柏崎6/7】 解析条件の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ①島根2号炉は、最確条件として格納容器貫通部の捕集効果を考慮した評価としている。 運用の相違【柏崎6/7, 東海第二】 ②島根2号炉は、非常用ガス処理系の起動操作時間(60分)+負圧達成時間(10分)を想定して設定。 設計換気率の相違【柏崎6/7】
項目	評価条件	選定理由																																																										
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重量を考慮)	—																																																										
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力																																																										
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間(416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して設定																																																										
取替炉心の燃料装荷割合	1サイクル:0.229 2サイクル:0.229 3サイクル:0.229 4サイクル:0.229 5サイクル:0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定																																																										
炉内蓄積量(Cs-137)	約4.36×10 ¹¹ Bq	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)」×「3,293MW(定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量(Bq/MW)は、BWR共通条件として、東海第二と同じ燃料(A型)、上記の運転時間及び取替炉心の燃料装荷割合で算出したABWRのサイクル末期の値を使用)																																																										
放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後	MAAP解析結果																																																										
格納容器内への放出割合(Cs-137)	0.49	MAAP解析結果																																																										
格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない	保守的に設定																																																										
格納容器内での除去効果	MAAP解析に基づいた沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ	MAAPのFPP準動モデル																																																										
格納容器内pH制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水pH制御設備は、重大事故等時設備に備わっていないため、保守的に設定																																																										
項目	評価条件	選定理由																																																										
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下:0.9Pdで0.5%/d 1Pd超過:2Pdで1.3%/d	MAAP解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/d)及びAECの式等に基づき設定(添付資料3.1.2.5参照)																																																										
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	Cs-137:約2.41×10 ⁻² Cs-134:約1.66×10 ⁻²	MAAP解析結果																																																										
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/d(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定																																																										
非常用ガス処理系から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/d(排気機放出)	設計値に基づき設定(非常用ガス処理系のファン容量)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分)+負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)																																																										
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定																																																										
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋原子炉建屋内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉がないため(別添参照)																																																										



第1図 Cs-137の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率
1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/d, 1Pd超過: 2Pdで1.3%/d

大気への放出経路	0h	2h ^{※2}	19h	168h [▼]
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため、事象発生2時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第2図 大気放出過程概略図 (イメージ)

・記載方針の相違
【東海第二】

・記載方針の相違
【東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137 の評価結果を表 1 に示す。</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137 は7 日間で約15TBq であり、基準の100TBq を下回っている。</p> <p>なお、事象発生7 日間以降の影響を確認するため、事象発生30 日間、100 日間における環境へのCs-137 の放出量を確認している。</p> <p>事象発生後30 日間及び100 日間での放出量においても100TBq を下回る。</p> <p>表1 原子炉建屋から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量 (単位：TBq)</p> <table border="1" data-bbox="186 1392 893 1486"> <thead> <tr> <th></th> <th>漏えい量 (7 日間)</th> <th>漏えい量 (30 日間)</th> <th>漏えい量 (100 日間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA (代替循環冷却系を使用する場合)</td> <td>約 15</td> <td>約 15</td> <td>約 15</td> </tr> </tbody> </table>		漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)	大破断 LOCA (代替循環冷却系を使用する場合)	約 15	約 15	約 15	<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建屋から大気中へのCs-137 の漏えい量を第 2 表に示す。</p> <p>原子炉建屋から大気中へのCs-137 の漏えい量は、約 7.5TBq (事象発生7 日間) であり、評価項目の 100TBq を下回っている。</p> <p>また、事象発生7 日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生 30 日間、100 日間における大気中へのCs-137 の漏えい量は、ともに約 7.5TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。</p> <p>なお、事象発生7 日以降の長期解析においては、事象発生約 40 日後*に格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱 (以下「格納容器ベント」という。) を実施し、事象発生 100 日まで格納容器ベントを継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素注入機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。</p> <p>※ 第 3. 1. 2-17 図に示す格納容器圧力の推移では、格納容器の圧力を高く評価するために格納容器からの漏えいを考慮しておらず、約 46 日後に酸素濃度が 4.3vol%に到達し格納容器ベントを実施している</p> <p>第 2 表 大気中へのCs-137 の漏えい量</p> <table border="1" data-bbox="973 1392 1679 1486"> <thead> <tr> <th>事象発生7 日間</th> <th>事象発生 30 日間</th> <th>事象発生 100 日間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 7.5TBq</td> <td>約 7.5TBq</td> <td>約 7.5TBq*</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む (事象発生約 40 日後から事象発生 100 日まで格納容器ベント実施)</p>	事象発生7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間	約 7.5TBq	約 7.5TBq	約 7.5TBq*	<p>2. 評価結果</p> <p>原子炉建物から大気中へ漏えいするCs-137 の評価結果を表 1 に示す。</p> <p>原子炉建物から大気中へ漏えいするCs-137 は7 日間で約 1.1TBq であり、基準の 100TBq を下回っている。</p> <p>また、事象発生7 日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生 30 日間、100 日間における大気中へのCs-137 の漏えい量は、ともに約 1.1TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。</p> <p>表 1 原子炉建物から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量 (単位：TBq)</p> <table border="1" data-bbox="1765 1455 2502 1570"> <thead> <tr> <th></th> <th>漏えい量 (7 日間)</th> <th>漏えい量 (30 日間)</th> <th>漏えい量 (100 日間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA (残留熱代替除去系を使用する場合)</td> <td>約 1.1</td> <td>約 1.1</td> <td>約 1.1</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>		漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)	大破断 LOCA (残留熱代替除去系を使用する場合)	約 1.1	約 1.1	約 1.1	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・解析結果の相違 【東海第二】 ・解析結果の相違 【東海第二】 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】
	漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)																						
大破断 LOCA (代替循環冷却系を使用する場合)	約 15	約 15	約 15																						
事象発生7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間																							
約 7.5TBq	約 7.5TBq	約 7.5TBq*																							
	漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)																						
大破断 LOCA (残留熱代替除去系を使用する場合)	約 1.1	約 1.1	約 1.1																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;"><u>別添</u></p> <p><u>ブローアウトパネルの重大事故等対処設備としての機能について</u></p> <p>1. はじめに</p> <p><u>原子炉建屋外側ブローアウトパネル（以下「ブローアウトパネル」という。）は、主蒸気管破断のようにプラント運転中に格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋原子炉棟内に漏えい・浸入することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内に損傷箇所（圧力開放箇所）を限定して発生させる目的で、原子炉建屋オペレーティングフロア等に設置している。</u></p> <p>2. ブローアウトパネルの機能要求</p> <p><u>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としてのブローアウトパネルの機能要求を以下に示す（第1表）。</u></p> <p>(1) <u>設計基準対象施設としての機能</u></p> <p>① <u>放射性物質の閉じ込め機能</u></p> <p><u>「第三十二条 原子炉格納施設」において原子炉建屋ガス処理系の設置要求があり、ブローアウトパネルの閉じ込め機能は原子炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に必要な機能であることから、設計基準対象施設として当該機能を有しているものと整理する。</u></p> <p>② <u>差圧による開放機能</u></p> <p><u>「第九条 溢水による損傷の防止等」における原子炉建屋原子炉棟内環境条件評価として、主蒸気管等の高エネルギー配管に対して大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することで原子炉建屋原子炉棟内の圧力が著しく上昇することはないとしていることから、設計基準対象施設として当該機能を有しているものと整理する。</u></p> <p>(2) <u>重大事故等対処設備としての機能</u></p> <p>① <u>放射性物質の閉じ込め機能</u></p> <p><u>ブローアウトパネルの放射性物質の閉じ込め機能は、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内の放射性物質を非常用ガス処理系排気筒から放出するとともに、原子炉建屋原子炉棟内の負圧達成に必要な機能となる。そのため、「第五十九条 原子炉制御室」における居住性評価の条件として</u></p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉におけるブローアウトパネルの重大事故等対処設備としての機能については、「重大事故等対処設備について」の「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」及び「3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備」に記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>必要な機能となることから、重大事故等対処設備として必要な機能として整理する。ただし、第2表に示すとおり、建屋内圧力上昇等によりブローアウトパネルが開放される状態で、放射性物質の閉じ込め機能として評価上の影響がない事象においては、当該機能の要求はないものとする。</u></p> <p>② <u>差圧による開放機能</u></p> <p><u>差圧による開放機能は、インターフェイスシステムLOCA (以下、「IS-LOCA」という。)が発生した場合に原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水蒸気等を排出し、IS-LOCAによる破断箇所の隔離のための現場操作時の環境条件(温度、圧力等)を緩和する機能を有している。ただし、東海第二発電所においては、炉心損傷防止対策の有効性評価「2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて現場での隔離操作の成立性を確認していることから、「第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」としては、当該機能が重大事故等対処設備として必要な機能とはならないものと整理する。</u></p> <p><u>なお、高エネルギー配管の破断を想定した場合の環境条件については設計基準に包絡される。</u></p> <p>3. <u>ブローアウトパネルの機能確保のための設計条件</u></p> <p><u>前項で整理した各機能を確保するための設計条件は下記のとおり。</u></p> <p>(1) <u>放射性物質の閉じ込め機能</u></p> <p><u>閉維持又は再開止(ブローアウトパネル閉止装置による閉止を含む)することによって、原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋原子炉棟内の負圧を維持すること。ただし、第2表に示すとおり、IS-LOCA等の閉じ込め機能に期待しない事象を除く。</u></p> <p>(2) <u>差圧による開放機能</u></p> <p><u>設計差圧 6.9kPa[dif]においてブローアウトパネルが開放し、原子炉建屋原子炉棟内の水蒸気等を外気に排出することで、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を設計基準事故で想定している範囲に抑えること。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考									
	<p>4. <u>まとめ</u></p> <p><u>ブローアウトパネルについては、設計基準事故及び重大事故等対策に必要な設備として、放射性物質の閉じ込め機能及び差圧による開放機能が維持可能な設計とする。</u></p> <p><u>第1表 ブローアウトパネルの機能の整理</u></p> <table border="1" data-bbox="958 548 1679 709"> <thead> <tr> <th></th> <th>放射性物質の閉じ込め機能</th> <th>差圧による開放機能</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準事故対策としての機能</td> <td>有 (第三十二条)</td> <td>有 (第九条)</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対策としての機能</td> <td>有 (第五十九条)</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table>		放射性物質の閉じ込め機能	差圧による開放機能	設計基準事故対策としての機能	有 (第三十二条)	有 (第九条)	重大事故等対策としての機能	有 (第五十九条)	無		
	放射性物質の閉じ込め機能	差圧による開放機能										
設計基準事故対策としての機能	有 (第三十二条)	有 (第九条)										
重大事故等対策としての機能	有 (第五十九条)	無										

第2表 プロローアウトパネルが開放する事象における閉じ込め機能の要求

事象	開放条件	閉じ込め機能	考慮方
インターフェイスシステムLOCA	建屋内圧力上昇による開放	要求なし	「2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」において、プロローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて線量評価を実施し、非居住区域境界外の線量が 5mSv 未満であることを確認していることから、当該機能が重大事故等対処設備として必要な機能とはならないものと整理する。
主蒸気管破断等の蒸気配管の破断によるプロローアウトパネルが開放する運転時の異常な過渡変化	建屋内圧力上昇による開放	要求あり (格納容器破損防止対策において)	【設計基準】 ①重大事故等 ②格納容器破損防止対策 ③非居住区域境界外の線量評価においては格納容器圧力速がし転覆からの放出量を示すに評価しており、格納容器からの漏えい量については影響が軽微であるため考慮していない。そのためプロローアウトパネルの閉閉状態の影響はない。なお、起因事象を主蒸気管破断とした場合の非居住区域境界外の線量として、耐圧強化ペントからの放出による線量約 0.62mSv に、設計基準における評価線量約 0.18mSv を加えた場合でも、5mSv を下回る。 ④格納容器破損防止対策 大破断LOCA以外の起因事象においては、格納容器破損防止可能であることを確認している。ただし、主蒸気管破断においても格納容器破損に至らない。 ⑤非居住区域境界外の線量評価においては「3.2 高圧蒸気発生炉内気圧後加熱」「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-炉管相互作用」「3.5 溶融炉心・コンククリト相互作用」評価の適用範囲を拡大し、プロローアウトパネル開放後にも再閉止等の設備対策によって原子炉建屋ガス処理系使用時の原子炉建屋原子炉内気圧後加熱が可能な設計とする。 設計電圧(100m/s)による荷重に対して安全機能を維持する設計としているが、電圧によって外部電源喪失が発生する場を想定する。 プロローアウトパネルの設計動作圧に等しい最大気圧低下量を生じる電圧風速(約 89m/s)が発生する年超過確率は約 5.1×10^{-6} である。 また、電圧による外部電源喪失が想定されるが、外部電源喪失が発生した場合の条件付き格納容器破損率は、 3.6×10^{-4} である。 以上から、電圧によるプロローアウトパネルの開放は、外部電源喪失により格納容器破損する確率は十分低い値となることから、電圧を起因事象とした重大事故等が発生し、プロローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低いものと考えられる。 重大事故等対処設備として、地震時においても閉じ込め機能を有する設計とする。
地震	地震動による開放	要求あり	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.6</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのCs-137漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。</p> <p>模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。</p> <p>1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率(0.9Pdで0.4%/日)をもとに算出した等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約$3 \times 10^{-6} \text{m}^2$)を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、0.62MPa[gage]で1.3%/日となる等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約$1 \times 10^{-5} \text{m}^2$)を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>0.62MPa[gage]での1.3%/日の設定は以下のAECの評価式及びGEの評価式によって評価した漏えい率の結果をもとにさらに保守的な値を設定した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.5</p> <p style="text-align: center;">格納容器漏えい率の設定について</p> <p>格納容器から原子炉建屋への漏えい率は、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び格納容器の圧力に応じて設定している。</p> <p>模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力(310kPa[gage](1Pd))以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。</p> <p>1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)を基に算出した等価漏えい面積(約$3 \times 10^{-6} \text{m}^2$)を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pdで漏えい率1.3%/日となる等価漏えい面積(約$7 \times 10^{-6} \text{m}^2$)を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2Pdにおける漏えい率1.3%/日は、以下のAECの評価式、GEの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式*1である。</p> <p>格納容器圧力 620kPa[gage](2Pd)及び格納容器雰囲気温度 200℃までは、事故後7日間に渡り、格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから、こ</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのCs-137漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。</p> <p>模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。</p> <p>1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)をもとに算出した等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約$3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2$)を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、853kPa[gage]で1.3%/日となる等価漏えい面積(ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約$8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2$)を設定し、1.と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。</p> <p>853kPa[gage]での1.3%/日の設定は以下のAECの評価式及びGEの評価式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】Pd等の相違による等価漏えい面積の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】Pd等の相違による等価漏えい面積の相違。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】島根2号炉は、AECの評価式及びGEの評価式の2式を用いて、2Pdにおける漏えい率を設定。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>○AECの評価式※1</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.024 \% / \text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 L₀ : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.4%/日】 P_t : 事故時の格納容器内圧力 【721kPa[abs]】 P_d : 設計圧力 【380kPa[abs]】 P_a : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】 R_t : 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg・K】 R_d : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】 T_t : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】 T_d : 設計格納容器内温度 漏えい試験時の温度 (20℃) 【293.15K】</p> <p>○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.42 \% / \text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 L₀ : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.4%/日】 P_t : 事故時の格納容器内圧力 【721kPa[abs]】 P_d : 設計圧力 【380kPa[abs]】 P_a : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】</p>	<p>これらの理論式を用いて格納容器圧力 (2Pd) 及び雰囲気温度 200℃ における漏えい率を設定することは可能と判断した。</p> <p>○AECの評価式</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 1.28%/d】 L₀ : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/d】 P_t : 事故時の格納容器圧力 (2Pd) 【721.325kPa[abs]】 P_d : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa[abs]】 P_a : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa[abs]】 R_t : 事故時の気体定数※2 【523.7J/Kg・K】 R_d : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】 T_t : 事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃) 【473.15K】 T_d : 格納容器雰囲気温度 (20℃) 【293.15K】</p> <p>○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 0.51%/d】 L₀ : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/d】 P_t : 事故時の格納容器内圧力 (2Pd) 【721.325kPa[abs]】 P_d : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa[abs]】 P_a : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa[abs]】</p>	<p>○AECの評価式※1</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28 \% / \text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 L₀ : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】 P_t : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】 P_d : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】 P_a : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】 R_t : 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg・K】 R_d : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】 T_t : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】 T_d : 設計格納容器内温度 【293.15K】</p> <p>○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508 \% / \text{日}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 L₀ : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】 P_t : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】 P_d : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】 P_a : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakagetesting and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"</p> <p>※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016)：窒素ガス(28.01)：水蒸気(18.02)のガス組成34%：33%：33%より計算している。AEC の評価式が事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が<u>小さい気体</u>の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス量発生(約1,600kg)を考慮して設定している。</p>	<p>○定常流の式</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$ <p>L : 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd) 【約 0.93%/d】</p> <p>L₀ : 設計漏えい率 (0.9Pd) 【0.5%/d】</p> <p>ρ_t : 事故時の格納容器内気体の平均密度^{※3} 【2.9kg/m³】</p> <p>ρ_d : 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度^{※4} 【4.5kg/m³】</p> <p>P_t : 事故時の格納容器内圧力 (2Pd) 【721.325kPa[abs]】</p> <p>P_d : 設計圧力 (0.9Pd) 【380.325kPa[abs]】</p> <p>P_a : 格納容器外の圧力 (大気圧) 【101.325kPa[abs]】</p> <p>※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」(株式会社 日立製作所)</p> <p>※2 事故時の気体定数 R_t は、以下の式により算出した。 $R_t [J/kg \cdot K] = \text{モル気体定数約 } 8.314 [J/K \cdot \text{mol}] / \text{平均分子量 } M [kg/mol]$ AEC の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34%：33%：33%とし、水素の割合(34%)は、有効性評価(「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」)における水素発生量(約 700kg(内訳：ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg))を包含した値であることから、保守的な設定であると考え。</p> <p>※3 事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ_t は、以下の式により算出した。 $\rho_t [kg/m^3] = \text{平均分子量 } M [kg/mol] \times \text{物質質量 } n [mol]$</p>	<p>※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"</p> <p>※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016)：窒素ガス(28.01)：水蒸気(18.02)のガス組成 34%：33%：33%より計算している。AEC の評価式は事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が<u>大きい気体</u>の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。</p>	<p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、AEC の評価式及びGE の評価式の2式を用いて、2Pdにおける漏えい率を設定。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 事故時の気体定数の保守性について記載しており、記載表現は異なるものの、実質的な相違なし。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、2Pd</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>格納容器体積V [m³]</u></p> <p><u>定常流の式より, 事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また, 上記計算式より, 事故時の格納容器内気体の平均密度は, 平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2と同じであり, 保守的な設定であると考え。</u></p> <p>※4 <u>格納容器内気体の平均密度 ρ_d は, 以下の式により算出した。</u></p> $\rho_d [\text{kg}/\text{m}^3] = 1.205 [\text{kg}/\text{m}^3] \times (P_d [\text{Pa}] / P_a [\text{Pa}])$ <p><u>1.205 [kg/m³] : 乾燥空気密度 (20°C)</u></p>		<p>における漏えい率の設定において, 定常流の式を用いていないことから, 当該の記載がない。</p>

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間となるパラメータに与える影響(4/4)

項目	解析条件 (初期条件・事故条件及び運転条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
低圧代替注水系 (常設)	20m ³ /h (一定)	23m ³ /h (一定)以上	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。
代替格納容器スプレッドレイアウト (常設)	13m ³ /h (一定)	13m ³ /h (一定)	格納容器内温度上昇を抑制し、設定可能なスプレッドレイアウトを考慮し、設定	格納容器内温度上昇は設定通りであり、事故進展に与える影響はない。	格納容器内温度上昇は設定通りであり、事故進展に与える影響はない。
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	8m ³ /h (一定)	格納容器内温度の上昇を抑制し、設定可能なスプレッドレイアウトを考慮し、設定	ベントシステム (ドライウェル) には非常運転時からプールを確保するため、初期条件としてベントシステム (設計値) の保守性を考慮し、設定	ベントシステム (ドライウェル) には非常運転時からプールを確保するため、初期条件としてベントシステム (設計値) の保守性を考慮し、設定
代替格納容器	総循環流量：250m ³ /h ・格納容器スプレッドレイアウト：100m ³ /h ・原子炉注水：100m ³ /h	総循環流量：250m ³ /h ・格納容器スプレッドレイアウト：100m ³ /h ・原子炉注水：100m ³ /h	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器スプレッドレイアウトを考慮し、設定	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。
緊急冷却注水系	代替格納容器から緊急冷却注水への注水容量：約110m ³ 以上 ・原子炉注水：6本注水温度100℃、海水温度32℃以下において	代替格納容器から緊急冷却注水への注水容量：約140m ³ 以上 ・原子炉注水：6本注水温度100℃、海水温度32℃以下において	熱交換機の設計性能に基づき、代替格納容器の設計性能を確認し、設定	緊急冷却注水は格納容器内の熱を除去し、原子炉注水温度を低下させることを考慮し、設定	緊急冷却注水は格納容器内の熱を除去し、原子炉注水温度を低下させることを考慮し、設定
可搬式薬液供給装置	総注入流量：200m ³ /h ・薬液：198m ³ /h ・酸液：20m ³ /h ガス温度：30℃	総注入流量：200m ³ /h ・薬液：198m ³ /h ・酸液：20m ³ /h ガス温度：0～35℃	総注入流量は格納容器内の熱を除去し、原子炉注水温度を低下させることを考慮し、設定	解析条件の不確かさとして、あらかじめより解析条件に対して変動を与える。30℃より高い場合は、格納容器内温度が上昇する可能性があるが、事故発生から約84時間後に開始する原子炉注水による格納容器内温度の上昇は格納容器の冷却能力により抑制される。	解析条件の不確かさとして、あらかじめより解析条件に対して変動を与える。30℃より高い場合は、格納容器内温度が上昇する可能性があるが、事故発生から約84時間後に開始する原子炉注水による格納容器内温度の上昇は格納容器の冷却能力により抑制される。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合))) (4/4)

項目	解析条件 (初期条件・事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
原子炉システム	事故発生と同時にスクラム	事故発生と同時にスクラム	事故発生と同時にスクラムするものとして設定	運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。
主蒸気循環ポンプ	事故発生と同時に停止	原子炉水位低 (レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、過剰な蒸気が格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇が速くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、過剰な蒸気が格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇が速くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	事故発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を前提として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。
低圧原子炉代替注水系 (常設)	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉へ30m ³ /h、格納容器スプレッドレイアウトへ120m ³ /hにて流量を分配	20m ³ /h (1,000m ³ 以上) において注水。その後は炉心水位維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。
残留熱代替除去系	残留熱代替除去系から原子炉副機代替冷却器への伝熱容量：約7MW (炉内温度：100℃、海水温度32℃以下において)	残留熱代替除去系から原子炉副機代替冷却器への伝熱容量：約7MW (炉内温度：100℃、海水温度32℃以下において)	残留熱代替除去系の設計値として設定	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。	初期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可能性があるが、格納容器圧力及び炉内気圧の上昇に与える影響は小さい。
原子炉副機代替冷却系	薬液ガス 99.99m ³ /h 及び酸液ガス 0.13m ³ /hの流量で薬液供給 ガス温度：35℃	総注入流量：100m ³ /h ・薬液：99m ³ /h ・酸液：1m ³ /h ガス温度：0～60℃	総注入量は格納容器内の熱を除去し、原子炉注水温度を低下させることを考慮し、設定	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事故進展に与える影響はない。
可搬式薬液供給装置	総注入流量：200m ³ /h ・薬液：198m ³ /h ・酸液：20m ³ /h ガス温度：30℃	総注入流量：200m ³ /h ・薬液：198m ³ /h ・酸液：20m ³ /h ガス温度：0～60℃	総注入流量は格納容器内の熱を除去し、原子炉注水温度を低下させることを考慮し、設定	解析条件の不確かさとして、あらかじめより解析条件に対して変動を与える。30℃より高い場合は、格納容器内温度が上昇する可能性があるが、事故発生から約84時間後に開始する原子炉注水による格納容器内温度の上昇は格納容器の冷却能力により抑制される。	解析条件の不確かさとして、あらかじめより解析条件に対して変動を与える。30℃より高い場合は、格納容器内温度が上昇する可能性があるが、事故発生から約84時間後に開始する原子炉注水による格納容器内温度の上昇は格納容器の冷却能力により抑制される。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.8</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA(以下「Excessive LOCA」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。</p> <p>炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水系配管破断の有無(注水可否) 非常用炉心冷却系や代替低圧注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。 ・TAF下配管破断の有無 TAFより下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。 <p>上記をふまえ、事故の想定にあたり破断配管の選定を表1のとおり整理した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料3.1.2.12</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCA(以下「Excessive LOCA」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。炉心や格納容器への影響の観点から、破断箇所は大きく以下の2通りに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水系配管破断の有無(注水可否) 非常用炉心冷却系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。 ・燃料有効長頂部位置以下の配管破断の有無 燃料有効長頂部位置より下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。 <p>上記を踏まえ、事故の想定にあたり破断配管の選定を第1表のとおり整理した。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.1.2.7</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について</p> <p>地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA(以下「Excessive LOCA」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。</p> <p>Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。</p> <p>炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・注水系配管破断の有無(注水可否) 非常用炉心冷却系や低圧原子炉代替注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。 ・TAF下配管破断の有無 TAFより下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。 <p>上記をふまえ、事故の想定にあたり破断配管の選定を表1のとおり整理した。</p>	

表1 配管破断の選定

		TAF 下配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧注水失敗-低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗」と同等程度の事象進展になると考えられる。	

表 1 より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びTAF 下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCA と同等と考えられるため、「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<破断想定箇所>

注水配管 (TAF 上配管)	上蒸気配管 給水配管 RIR (SIIC) 吸込配管 LPFL 注入配管 HPCF 注入配管
TAF 下配管	ドレン配管 計装配管

第1表 破断配管の選定

		燃料有効長頂部位置以下の配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

第 1 表より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及び燃料有効長頂部位置以下の配管が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

なお、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同程度であり、長期的な挙動は大破断LOCA と同等と考えられるため、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<主な破断想定箇所>

注水配管 燃料有効長頂部位置以上の配管	蒸気配管 給水配管 低圧注水系配管 低圧炉心スプレイ系配管 高圧炉心スプレイ系配管
燃料有効長頂部位置以下の配管	再循環系配管 底部ドレン配管

表 1 配管破断の選定

		TAF 下配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を含む)失敗+デブリ冷却失敗」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

表 1 より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びTAF 下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCA と同等と考えられるため、「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を含む)失敗+デブリ冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<破断想定箇所>

注水配管 (TAF 上配管)	主蒸気配管 給水配管 高圧炉心スプレイ系配管 低圧炉心スプレイ系配管 低圧注水系配管
TAF 下配管	再循環配管 底部ドレン配管 計装配管

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
型式の相違による破断想定箇所の相違。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、本評価にて扱うExcessive LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備（<u>代替格納容器スプレイ系（常設）</u>等）は使用できるとの前提としている。</p> <p>一方で、大規模損壊事象として整理した「<u>格納容器・圧力容器損傷</u>」及び「<u>原子炉建屋損傷</u>」は、<u>建屋・構造物の損壊</u>により Excessive LOCA が発生することを考慮しており、大破断LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、<u>建屋全体が崩壊</u>するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 解析結果について</p> <p>Excessive LOCA 発生後、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<u>約4分後</u>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。また、事象発生から<u>約0.4時間後</u>に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生から<u>70分後</u>、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から原子炉格納容器へ漏えいするため、原子炉水位は回復することなく、<u>約1.6時間後</u>には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損後は、原子炉注水を停止して<u>原子炉格納容器下部</u>への注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための<u>代替格納容器スプレイ</u>を実施する。事象発生から<u>20.5時間後</u>には<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。格納容器圧力、格納容器温度並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による<u>原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</u>を図1から図3に示す。</p>	<p>Excessive LOCA発生後、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、事象発生後<u>早期に</u>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。また、事象発生から<u>約18分後</u>に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生から<u>25分後</u>に<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水を開始するが、<u>注水配管が破断しているため</u>原子炉圧力容器へは注水されず、原子炉水位は回復することなく原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から<u>25分後</u>に<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却を開始し、<u>90分後</u>から<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱に切り替えることで、<u>原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する</u>。原子炉圧力容器破損後は、<u>代替循環冷却系</u>による格納容器除熱に加えて、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）注水</u>を実施することで、<u>格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制するとともに、ペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心の冷却を維持する</u>。</p> <p><u>格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の推移</u>を第1図から第7</p>	<p>なお、本評価にて扱うExcessive LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備（<u>格納容器代替スプレイ系（常設）</u>等）は使用できるとの前提としている。</p> <p>一方で、大規模損壊事象として整理した「<u>格納容器・圧力容器損傷</u>」及び「<u>原子炉建物損傷</u>」は、<u>建物・構築物の損壊</u>により Excessive LOCA が発生することを考慮しており、大破断LOCAで講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、<u>建物全体が崩壊</u>するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。</p> <p>1. 解析結果について</p> <p>Excessive LOCA発生後、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<u>約18秒後</u>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。また、事象発生から<u>約21分後</u>に燃料温度は約2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生から<u>30分後</u>、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から<u>原子炉格納容器へ漏えい</u>するため、原子炉水位は回復することなく、<u>約1.2時間後</u>には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損後は、原子炉注水を停止して<u>ペDESTAL</u>への注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための<u>格納容器代替スプレイ</u>を実施する。事象発生から<u>10時間後</u>には<u>残留熱代替除去系</u>による原子炉格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。格納容器圧力、格納容器温度並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による<u>ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</u>を図1から図3に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 1,000K到達時間等の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器と同時に炉心支持板が破損する。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事象初期に格納容器スプレイを実施しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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が、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力0.62MPa[gage]を超えることはない。また、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172℃となり、限界温度200℃を超えない。</p> <p>原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約1.6時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、原子炉格納容器下部の初期水張りは実施できず、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心は、原子炉格納容器下部の初期水張りは実施していないが、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水により熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器下部壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。</p>	<p>図に示す。</p> <p>第1図のとおり、格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力0.62MPa[gage]を超えない。また、第2図のとおり、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153℃となり、限界温度200℃を超えない。</p> <p>原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約1.3時間後に炉心支持板が破損し、その後、約2.6時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器の底部ドレン配管からの流入によりペDESTAL（ドライウエル部）が満水となった場合でも、床ドレン及び機器ドレン排水経路による水位1mまでの排水に必要な時間は約1.3時間であり（添付資料3.2.3参照）、原子炉圧力容器が破損する約2.6時間後までにペDESTAL（ドライウエル部）の水位は1mまで排水可能である。</p> <p>第3図及び第4図のとおり、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心は、初期水張り水及び熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水により冷却され、ペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面におけるコンクリートの侵食は発生しない。</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が、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力853kPa[gage]を超えることはない。また、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175℃となり、限界温度200℃を超えない。</p> <p>原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約1.2時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、ペDESTALの初期水張りは実施できず、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p> <p>ペDESTALに落下した熔融炉心は、ペDESTALの初期水張りは実施していないが、熔融炉心落下後のペDESTALへの注水により熔融炉心は冷却され、ペDESTAL壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉（Mark-I改）と柏崎6/7（ABWR）、東海第二（Mark-II）の最高使用圧力の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 炉心支持板破損時間及び原子炉圧力容器破損時間の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は、底部ドレン配管からの流入によりペDESTALの水位は上昇しない。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損時間が早い ため、ペDESTALへの初期水張りが間に合わ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>したがって、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p> <p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断LOCA とExcessive LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。Excessive LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「<u>過渡事象±高圧注水失敗±低圧注水失敗±損傷炉心冷却失敗</u>」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G 値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、<u>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）</u>を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。</p> <p>以上から、Excessive LOCA の場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、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）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCA とExcessive LOCA で有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>	<p><u>格納容器内水素濃度及び酸素濃度については、第 5 図及び第 6 図のとおり、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱により、酸素濃度は可燃限界濃度である 5vol% を下回るため、格納容器内での水素燃焼は発生しない。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水位は、第 7 図のとおり、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水により徐々に上昇するが、事象発生約 162 時間後に通常水位+6.5m に到達し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施した以降は、一時的に水位上昇がみられるものの、ベント配管位置よりも低く推移するため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の継続は可能となる。</u></p> <p><u>以上より、Excessive LOCA 発生時にも格納容器の健全性は確保できる。</u></p>	<p>したがって、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性は確保できる。</p> <p>2. 水素燃焼に関する考察</p> <p>大破断LOCA とExcessive LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。Excessive LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るため、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「<u>過渡事象±高圧炉心冷却失敗±原子炉減圧失敗±炉心損傷後の原子炉減圧失敗±原子炉注水失敗±DCH 発生</u>」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G 値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。</p> <p>以上から、Excessive LOCA の場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。</p> <p>3. まとめ</p> <p>感度解析結果から、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）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCA とExcessive LOCA で有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。</p>	<p>ない。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器が破損するシナリオの気相濃度の推移を「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA 時の気相の濃度の推移を記載していない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、耐圧強化ベントを使用しない。</p>

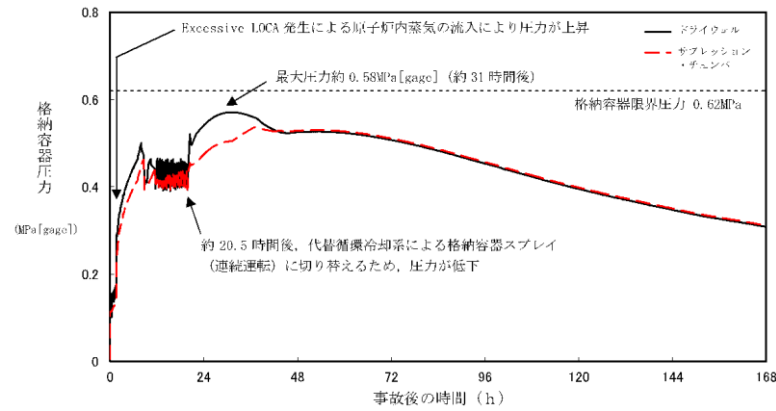


図1 格納容器圧力の推移

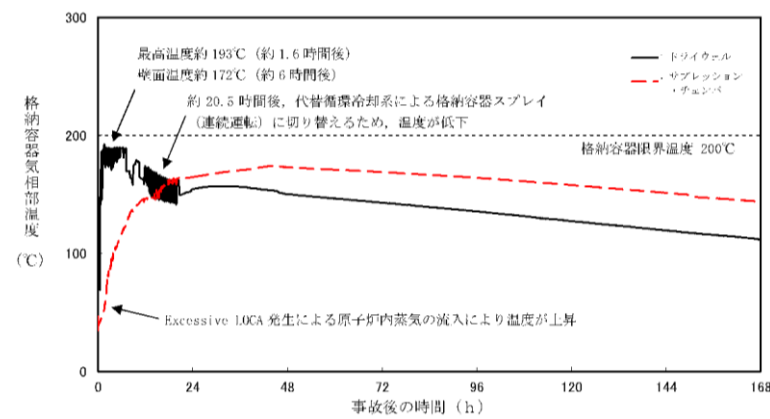
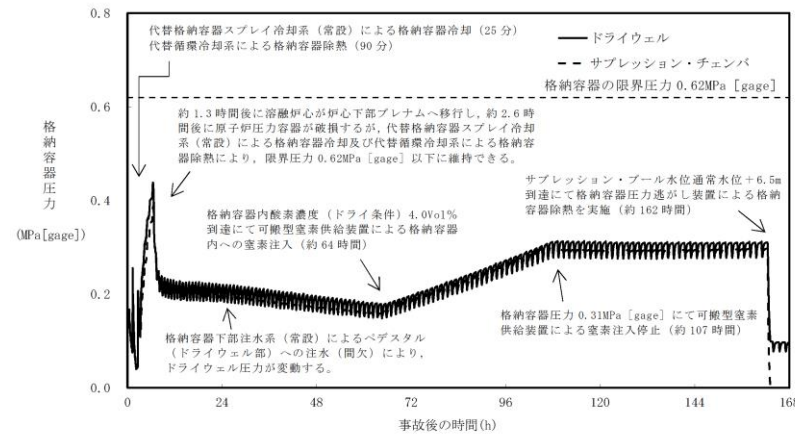
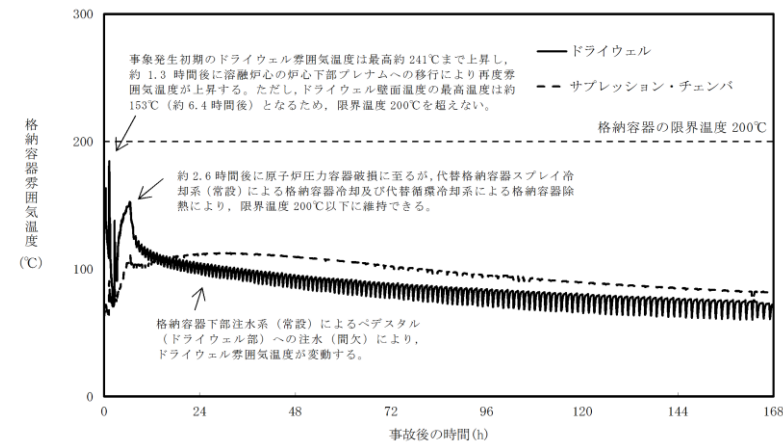


図2 格納容器気相部温度の推移



第 1 図 格納容器圧力の推移



第 2 図 格納容器雰囲気温度の推移

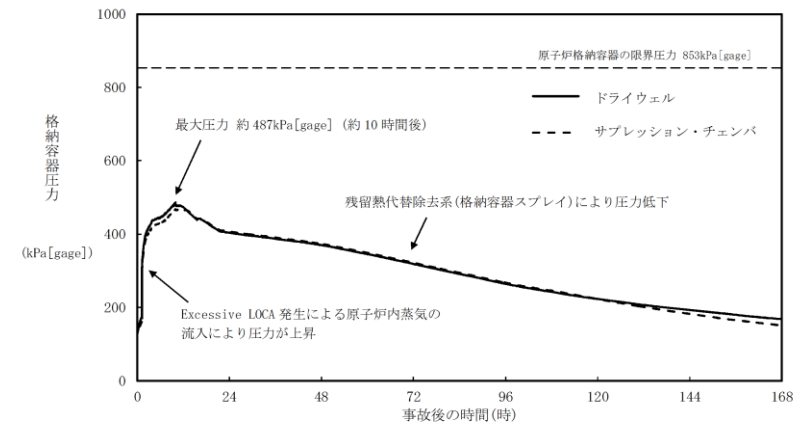


図 1 格納容器圧力の推移

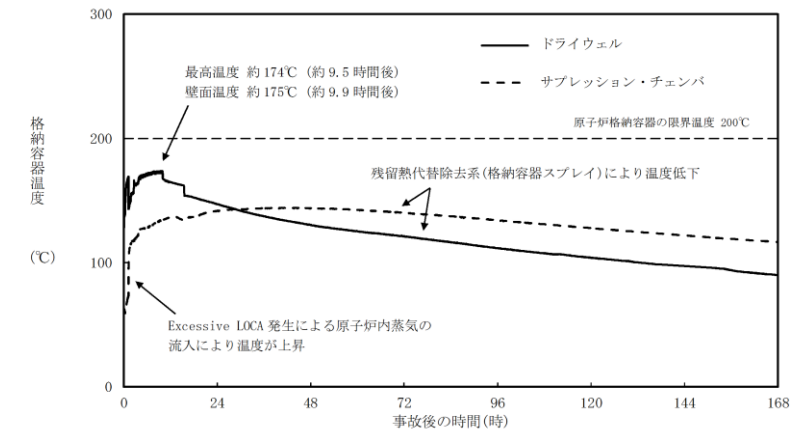


図 2 格納容器温度の推移

(・島根 2 号炉は, Excessive LOCA において, 原子炉注水配管の破断により原子炉への注水ができないため, 原子炉圧力容器は破損するが, 原子炉圧力容器から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, 事象進展は大破断 LOCA と同等になり, 柏崎 6/7 及び東海第二と同様である。)

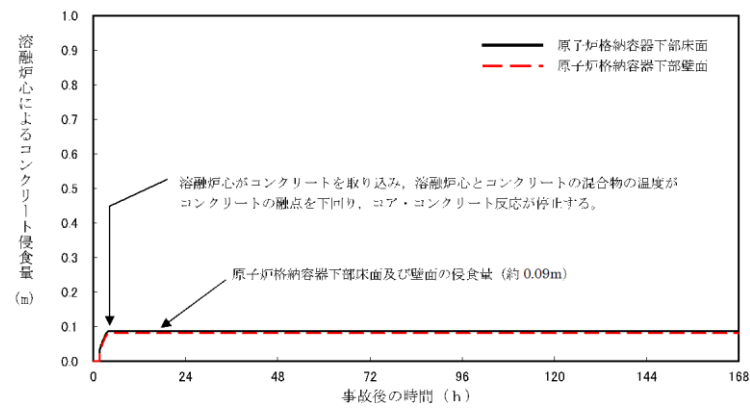
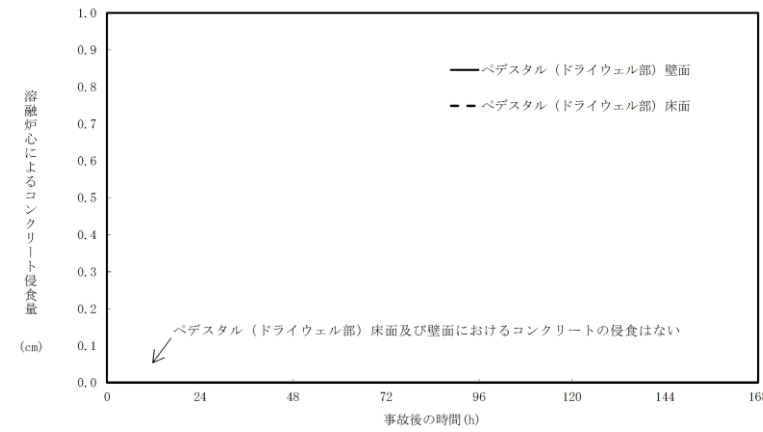
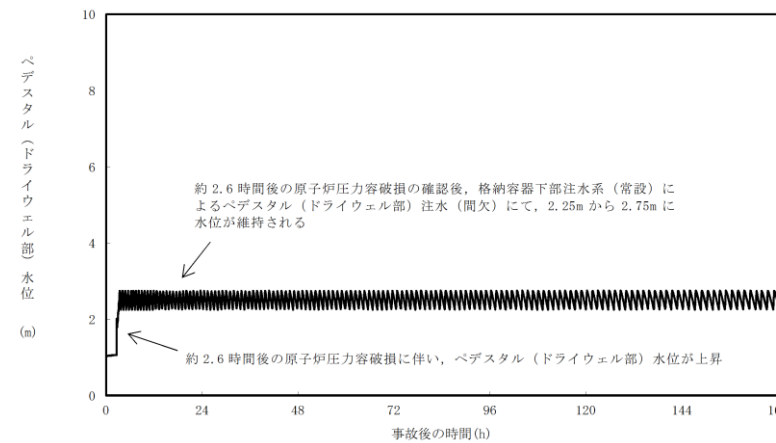


図3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第3図 ペDESTAL (ドライウェル部) 床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第4図 ペDESTAL水位の推移

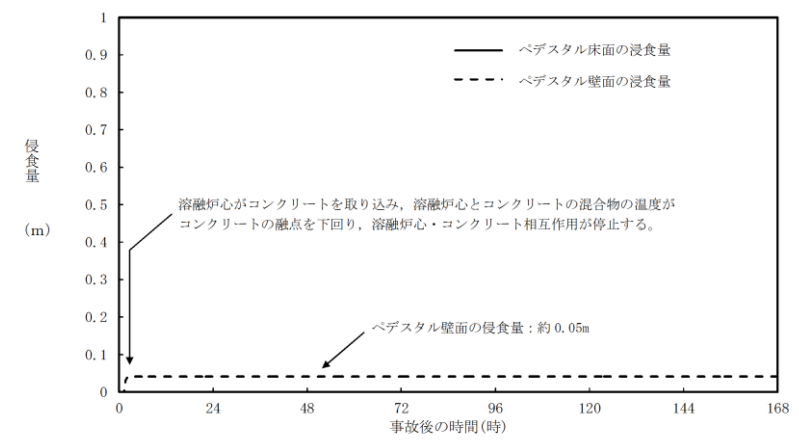
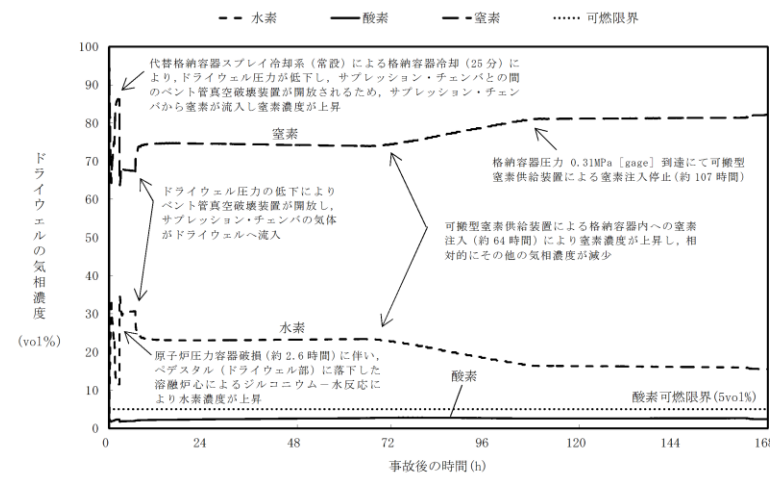


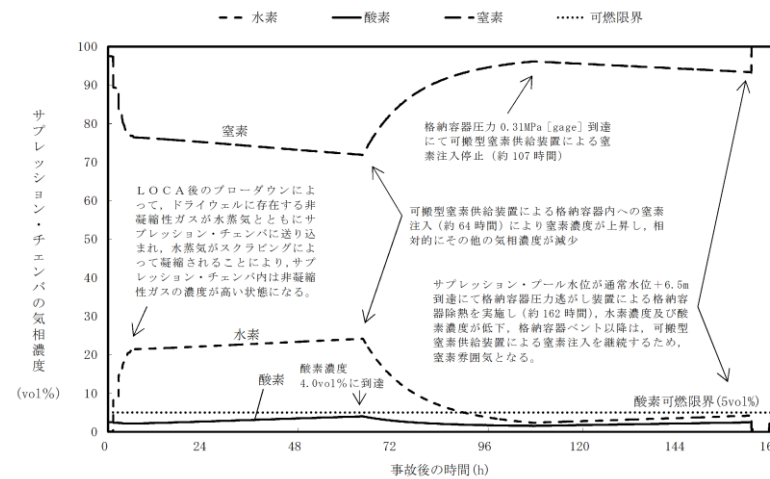
図3 ペDESTAL床面及び壁面の侵食量の推移

・解析結果の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損以降はコリウムシールドを設置していないペDESTAL壁面について、コンクリートに侵食が生じているが、東海第二では、ペDESTAL壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、コンクリート侵食は生じない。

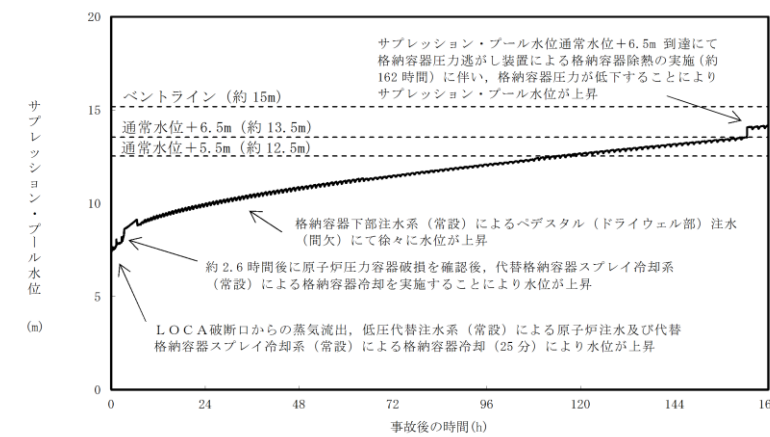
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、原子炉圧力容器が破損するシナリオの原子炉格納容器水位の推移を「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA時のペDESTAL水位の推移を記載していない。



第5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



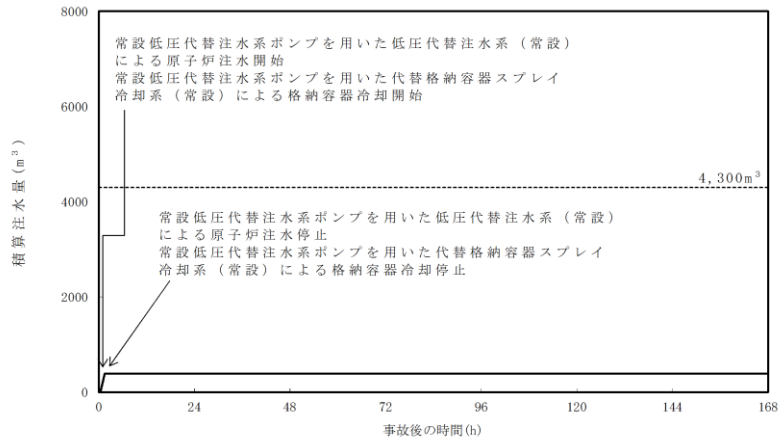
第6図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第7図 サプレッション・プール水位の推移

・記載方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、原子炉圧力容器が破損するシナリオの気相濃度の推移を「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA時の気相濃度の推移を記載していない。

・記載方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、原子炉圧力容器破損するシナリオの原子炉格納容器水位の推移を「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に記載していることから、Excessive LOCA時のサプレッション・プール水位の推移を記載していない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	 <p data-bbox="964 703 1691 829">第1図 外部水源による積算注水量 (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する場合))</p> <p data-bbox="943 882 1706 1092">4. 水源評価結果 時間評価の結果から、7日間の対応において合計約400m³の水が必要となるが、代替淡水貯槽に約4,300m³の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。</p>		

7 日間における燃料の対応について (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する場合)

プラント取説: 6 号及び 7 号炉運転中、1~5 号炉停止中、
 事業: 燃料供給停止・過温破損は 6 号及び 7 号炉を想定。断片的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を供給するものとして評価する。
 なお、プラント内で循環冷却系が稼働可能な状態の場合、プラントに起因しない設備も考慮する。

時系列	時系列	合計	判定
7 号炉 1. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 2. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 3. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 4. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 5. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 6. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 7. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間	1. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 2. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 3. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 4. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 5. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 6. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 7. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間	6 号及び 7 号炉燃料タンク 合計 1,000kL (300kL) 及び 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 合計 1,000kL (300kL) の容量 (合計) は約 5,100kL であり、 7 日間対応可能。	6 号及び 7 号炉燃料タンク 合計 1,000kL (300kL) 及び 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 合計 1,000kL (300kL) の容量 (合計) は約 5,100kL であり、 7 日間対応可能。
1 号炉 1. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 2. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 3. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 4. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 5. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 6. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 7. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間	1. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 2. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 3. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 4. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 5. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 6. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間 7. 非常発生直後～事業発生直後 7 日間	1 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 2 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 3 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 4 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 5 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 6 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 7 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。	1 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 2 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 3 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 4 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 5 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 6 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。 7 号炉燃料タンク容量 合計 1,000kL (300kL) であり、 7 日間対応可能。

添付資料 3.1.2.10

添 3.1.2.10-1

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)

添付資料 3.1.2.14

7 日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
 (代替循環冷却を使用する場合))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から 7 日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置 5 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 5 台 (運転台数) = 約 352.8kL	7 日間の 軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能
窒素供給装置用電源車 1 台起動 (格納容器内への窒素注入) 110.0L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1 台 (運転台数) = 約 18.5kL	7 日間の 軽油消費量 約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり、7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1 台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h (燃料消費率) × 168h (運転時間) × 1 台 (運転台数) = 約 70.0kL	7 日間の 軽油消費量 約 70.0kL	緊急時対策所用発電機燃料貯蔵タンクの容量は約 75kL であり、7 日間の対応可能

島根原子力発電所 2 号炉

添付資料 3.1.2.9

7 日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
 (残留熱代替除去系を使用する場合))

保守的に全ての設備が、事象発生直後から 7 日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
ガスタービン発電機 1 台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2.09m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 351.12m³	7 日間の 軽油消費量 約 423m³	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m³ であり、7 日間対応可能
大量送水車 1 台起動 0.0652m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 10.9536m³		
大型送水ポンプ車 1 台起動 0.31m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 52.08m³		
可搬型窒素供給装置 1 台起動 0.036 m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 6.048m³	7 日間の 軽油消費量 約 8m³	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m³ であり、7 日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1 台 0.0469 m³/h × 24h × 7 日 × 1 台 = 7.8792m³		

備考

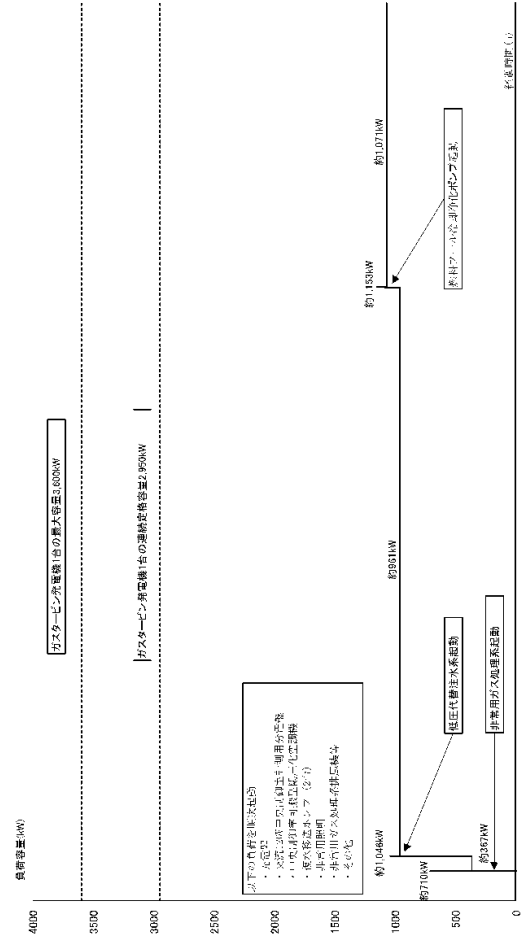
・設備設計の相違
 【柏崎 6/7】
 島根 2 号炉は、緊急時対策所用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。

・評価結果の相違
 【柏崎 6/7, 東海第二】

常設代替交流電源設備の負荷 (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する場合)

<7号炉>

	7号炉
直流 125V 充電器盤 A	約 94kW
直流 125V 充電器盤 A-2	約 56kW
AM 用直流 125V 充電器盤	約 41kW
直流 125V 充電器盤 B	約 98kW
交流 120V 中央制御室計測用分電盤 A,B	約 6kW
非常用照明	約 100kW
中央制御室可搬型陽圧化学調機	3kW
復水移送ポンプ	55kW
燃料プールの冷却ポンプ (起動時)	110kW (192kW)
非常用ガス処理系排風機等*	約 20kW
その他必要な設備	約 113kW
合計 (連続最大容量)	約 1071kW
(最大容量)	(約 1153kW)



負荷概算イメージ

*: 非常用ガス処理系温分除去装置, 及び非常用ガス処理系フィルタ装置を含む。

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合 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※1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※1である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、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。</p> <p>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>3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合 3.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p>「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」では、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する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性を評価している。代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、本格格納容器破損モード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できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>(添付資料3.1.3.1)</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>(添付資料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、事象発生2時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員(初動)20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、当直発電長1名、当直副発電長1名及び運転操作対応を行う当直運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は4名、現場操作を行う重大事故等対応要員は10名である。</p> <p>また、事象発生2時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員2名及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を行うための重大事故等対応要員3名である。</p> <p>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>3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合 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、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、残留熱代替除去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3.1.3.1-1(1)図から第3.1.3.1-1(3)図に、対応手順の概要を第3.1.3.1-2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3.1.3.1-1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、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員31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、当直長1名、当直副長1名、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、通報連絡等を行う要員は5名、復旧班要員は19名である。</p> <p>必要な要員と作業項目について第3.1.3.1-3図に示す。</p>	<p>・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二では、格納容器ベント開始時間が早期のため、代替循環冷却系を多重化している東海第二の特徴を踏まえた記載。</p> <p>・運用及び体制の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>28名</u>で対処可能である。</p> <p>※1 有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウエル注水）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>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、<u>20名</u>で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム、<u>LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認</u></p> <p>原子炉スクラム、<u>LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認</u>については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム、<u>LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認</u>」と同じ。</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、<u>31名</u>で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム<u>確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</u></p> <p>原子炉スクラム<u>確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</u>については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム<u>確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</u>」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>要員31名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・体制の相違 【柏崎6/7, 東海第二】運用及び設備の相違に伴う、必要要員数の相違。 ・記載方針の相違 【柏崎6/7, 東海第二】島根2号炉は、解析上考慮していない要員も含めた要員数を記載している。 ・a～d及びeの一部の相違点の理由は、残留熱代替除去系を使用する場合と同じ。 ・運用の相違 【東海第二】島根2号炉は、本シーケンスの対応としてLOCA発生による事象初期の格納容器スプレイを実施しないが、東海第二では実施することから項目に追加している。 ・記載箇所の相違 【東海第二】島根2号炉は、全交流動力電源喪失の確認を「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」で記載している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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. <u>水素濃度監視</u> <u>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。</u></p>	<p><u>b. 原子炉への注水機能喪失の確認</u> <u>原子炉への注水機能喪失の確認については、「3.1.2.1 b. 原子炉への注水機能喪失の確認」と同じ。</u></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。 <u>(添付資料 3.1.3.2)</u></p> <p><u>d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</u> <u>早期の電源回復不能判断及び対応準備については、「3.1.2.1 d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備」と同じ。</u></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>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、「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」で非常用炉心冷却系等の機能喪失を記載しているが、東海第二では、SBOで非常用炉心冷却系の機能喪失を確認しているため、「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」で非常用炉心冷却系の機能喪失、「b. 原子炉への注水機能喪失の確認」でRCICの機能喪失を記載している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備の電源が交流電源であるため、「e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」に記載している。</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、早期の電源回復不能判断を「b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>e. <u>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</u></p> <p>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>【比較のため、「d.」を記載】</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>【ここまで】</p> <p>f. <u>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</u> 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>e. <u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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</u></p> <p>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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)による原子炉注水については、「3.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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」と同じ。</p> <p><u>なお、代替循環冷却系が使用できない場合の評価であることから、原子炉水位LOまで冠水した後は、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の流量を崩壊熱相当に調整し、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停止する。</u></p> <p><u>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)等である。</u></p> <p>(添付資料3.1.2.2, 3.1.3.3)</p> <p>f. <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u> 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動については、「3.1.2.1 h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」と同じ。</p> <p>g. <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却</u></p>	<p>d. <u>常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水</u></p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水については、「3.1.2.1 d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水」と同じ。</p> <p>e. <u>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</u> 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動については、「3.1.2.1 e. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」と同じ。</p> <p>f. <u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器冷却</u></p>	<p>不能判断並びに対応準備」で記載している。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、本シーケンスの対応としてLOCA発生による事象初期の格納容器スプレイを実施しないが、東海第二では実施することから項目に追加している。</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水による記載を「3.1.2.1 d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水」で記載している。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、水素濃度及び酸素濃度監視設備を同時に起動する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>【比較のため、代替循環冷却系を使用する場合の「f.」を記載】</p> <p>原子炉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。<u>崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウエル雰囲気温度計を用いて格納容器温度が 190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力を用いて格納容器圧力が 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復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</u></p> <p>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を確認するために必要な計装設備は、<u>格納容器内圧力、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）</u>等である。</p> <p>また、<u>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時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</u></p> <p><u>炉心を冠水維持できる範囲（原子炉水位低（レベル 1）から破断口高さ）を、崩壊熱及び原子炉注水流量からの推定手段により確認し、原子炉注水と格納容器スプレイの切替を繰り返し行う。</u></p> <p>【ここまで】</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、<u>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。</u></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、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u>である。</p> <p>g. <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱</u> <u>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</u></p>	<p><u>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。ドライウエル圧力を用いて格納容器圧力が 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 2 台を使用し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、格納容器圧力を 0.400MPa[gage]から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。</u></p> <p>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確認するために必要な計装設備は、<u>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）</u>等である。</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・プール水位が上昇するため、<u>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（約 1.3m）を考慮し、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格納容器スプレイを停止する。</u></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、<u>サブプレッション・プール水位</u>である。</p> <p>h. <u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱</u> <u>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</u></p>	<p><u>原子炉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。原子炉格納容器の雰囲気冷却のため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。ドライウエル温度（SA）を用いて格納容器温度が約 190℃超過を確認した場合又はドライウエル圧力（SA）等を用いて格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達を確認した場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 640kPa[gage]到達によって開始した場合、格納容器圧力が 588kPa[gage]以下となった時点で停止する。</u></p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、<u>ドライウエル圧力（SA）、格納容器代替スプレイ流量</u>等である。</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・プール水位が上昇するため、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイを停止する。</u></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、<u>サブプレッション・プール水位（SA）</u>である。</p> <p>g. <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱</u> <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の</u></p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、原子炉注水と格納容器スプレイを別のポンプにて実施しているが、柏崎 6/7 は復水移送ポンプにて原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施している。</p> <p>【東海第二】 東海第二では、常設低圧代替注水系ポンプにて、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施している。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7、東海第二】 格納容器スプレイ停止基準の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>備として、<u>原子炉格納容器二次隔離弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>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、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>により継続的に行う。</p> <p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 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</p>	<p>て、<u>第一弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p><u>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、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後、第二弁を中央制御室からの遠隔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格納容器除熱を実施する。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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・プール水位である。</u></p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による注水により継続的に行い、また、<u>格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置</u>により継続的に行う。</p> <p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 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、</p>	<p>準備として、<u>NGC非常ガス処理入口隔離弁</u>を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p><u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合、NGC N2 トーラス出口隔離弁を中央制御室からの遠隔操作によって開操作することで、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p> <p><u>格納容器フィルタベント系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、ドライウエル圧力（SA）等である。</u></p> <p><u>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系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（SA）である。</u></p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による注水により継続的に行い、また、<u>原子炉格納容器除熱は、格納容器フィルタベント系</u>により継続的に行う。</p> <p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 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</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器バウンダリの維持及び現場における炉心損傷後のベント実施時（準備操作含む）の被ばく評価結果を考慮し、第2弁（ベント装置側）から開操作する。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は電源がある場合、中央制御室で操作可能である。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」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</p>	<p>格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」である。</p> <p><u>なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</u></p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び<u>気液分離（水位変化）・対向流</u>、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、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内FP挙動、<u>格納容器</u>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、スプレイ冷却及び格納容器ベント並びに炉心損傷後の<u>格納容器</u>における<u>格納容器内FP挙動</u>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<u>格納容器内</u>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、<u>格納容器雰囲気温度</u>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</p>	<p>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、「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」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（炉心水位）・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、<u>原子炉格納容器</u>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、<u>格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器</u>における<u>原子炉格納容器内FP挙動</u>が重要事象となる。</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<u>原子炉格納容器内</u>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、<u>格納容器温度</u>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</p>	<p>備考</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉、柏崎6/7は、シーケンス選定段階から全交流動力電源喪失を含めたシーケンスとしているが、東海第二では、シーケンス選定上は全交流動力電源喪失を含めず、有効性評価の条件として全交流動力電源喪失を重畳させている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 (a) 起因事象 起因事象として、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、<u>残留熱除去系の吸込配管</u>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。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。なお、<u>代替循環冷却系</u>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>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 (a) 起因事象 起因事象として、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し、<u>かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環系配管 (出口ノズル)</u>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 非常用ディーゼル発電機等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。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお、<u>代替循環冷却系</u>は使用できないものとする。</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、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) <u>水素</u>の発生 <u>水素</u>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<u>水素</u>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>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 3.1.3.2-1 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 (a) 起因事象 起因事象として、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、<u>再循環配管 (出口ノズル)</u>とする。 (添付資料 1.5.3)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 非常用ディーゼル発電機等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。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。なお、<u>残留熱代替除去系</u>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、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) <u>水素ガス</u>の発生 <u>水素ガス</u>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 の解析結果では水の放射線分解等による<u>水素ガス</u>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>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 BWR-5 と ABWR の設計の相違による破断箇所の設定の相違。 ・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 最大 300m³/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>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復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</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</p>	<p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</u></p> <p>(b) 主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環系ポンプ 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 <u>230m³/h にて原子炉注水し、原子炉水位LOまで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 50m³/h）で注水する。</u></p> <p>なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、<u>格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。</u> (添付資料 3.1.2.3)</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器</p>	<p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<u>事象の発生と同時に発生するものとする。</u></p> <p>(b) 主蒸気隔離弁 主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水 <u>200m³/h（原子炉圧力 1.00MPa[gage]において）にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p> <p>(e) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納</p>	<p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、外部電源がないことから事象発生と同時にスクラムすることとしているが、東海第二では、原子炉水位の低下を厳しくする条件として、原子炉水位低（レベル3）信号によるスクラムを設定している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、事象初期に原子炉注水を実施するポンプを用いて格納容器スプレイを実施しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>容器冷却</p> <p>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、<u>140m³/h</u>にて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>なお、<u>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。</u></p> <p>(d) <u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱</u> 格納容器圧力 <u>0.62MPa[gage]</u>における最大排出流量 <u>31.6kg/s</u> に対して、<u>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)</u>にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p>	<p>冷却</p> <p><u>事象初期の原子炉注水実施時の格納容器スプレイ流量は、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を考慮し、130m³/hにて格納容器内にスプレイする。また、0.465MPa [gage] 到達時の格納容器スプレイは、運転手順における調整範囲の上限である 130m³/hにて格納容器内にスプレイする。</u></p> <p>なお、<u>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分配することで実施する。</u></p> <p>(添付資料 3.1.2.3)</p> <p>(f) <u>格納容器下部注水系 (常設)</u> <u>格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL (ドライウェル部) のプール水を考慮していないことから、格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) 水位の確保操作についても考慮しない。</u></p> <p>(g) <u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱</u> 格納容器圧力 <u>0.31MPa [gage]</u>における排気流量 <u>13.4kg/s</u> に対して、<u>第二弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて格納容器除熱を実施する。</u></p>	<p>容器冷却</p> <p>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、<u>120 m³/h</u>にて原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(f) <u>格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱</u> <u>格納格納容器フィルタベント系により、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s</u> に対して、<u>格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。</u></p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、事象初期に格納容器スプレイを実施しないことから、個別に記載していない。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、事象初期に原子炉注水を実施するポンプを用いて格納容器スプレイを実施しない。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、通常運転中はペDESTALに水張りをしておらず、本シーケンスにおいてペDESTAL注水を実施しないため、ペDESTALの水の影響については記載していない。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、格納容器隔離弁を全開操作することにより格納容器ベントを実施。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作は、<u>事象発生 70 分後から開始する。</u></p> <p>(b) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却操作は、<u>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。</u></p> <p>なお、<u>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。</u></p> <p>(c) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器除熱操作は、<u>格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</u></p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却操作及び<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作は、<u>事象発生 25 分後から開始する。また、代替循環冷却系による格納容器除熱操作ができないことから、原子炉水位 L0 まで回復したことを確認した場合、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整し、格納容器冷却を停止する。</u></p> <p>(b) <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が <u>0.465MPa [gage]</u> に到達した場合に開始し、<u>0.400MPa [gage]</u> に到達した場合は停止する。</p> <p>なお、<u>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 1.3m）を考慮し、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>(c) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器除熱操作は、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から 5 分後に実施する。</u></p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>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、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水操作は、<u>事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</u></p> <p>(b) <u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が<u>最高使用圧力 427kPa[gage]の 1.5 倍である 640kPa[gage]</u>に到達した場合に開始し、<u>640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）する。</u></p> <p>なお、<u>サプレッション・プール水位が通常運転水位+約 1.3m に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p>(c) <u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器除熱操作は、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達から 10 分後に実施する。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 【東海第二】 ・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 注水設備の準備時間の相違。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、有効性評価上、温度基準の代替格納容器スプレイ基準には至らず、圧力基準で実施している。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、ベント管等に水が蓄積しないため、格納容器ベント実施に伴うサプレッション・プール水位の有意な上昇はない。 ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、有効性評価の格納容器ベント実施に係る条件として、実運用と同じ想定とし

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>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、原子炉格納容器内に放出^{※2}され、サプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて<u>格納容器圧力逃がし装置</u>に至るものとする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>に到達した核分裂生成物は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>内のフィルタによって除去された後、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>排気管から放出される。</p> <p>^{※2} セシウムの原子炉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. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>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>(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. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>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、<u>格納容器内</u>に放出[※]され、サプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて<u>格納容器圧力逃がし装置</u>に至るものとする。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>に到達した核分裂生成物は、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>内のフィルタによって除去された後、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>出口配管から放出される。</p> <p>[※] セシウムの<u>格納容器内</u>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<u>代表的なソースタームに関する報告書である NUREG-1465</u> より大きく算出する。</p> <p>c. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>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>(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量の評価) 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. <u>格納容器フィルタベント系</u>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、<u>原子炉格納容器内</u>に放出^{※1}され、サプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて<u>格納容器フィルタベント系</u>に至るものとする。</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>に到達した核分裂生成物は、<u>格納容器フィルタベント系</u>内のフィルタによって除去された後、<u>格納容器フィルタベント系</u>排気管から放出される。</p> <p>^{※1} セシウムの<u>原子炉格納容器内</u>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. <u>格納容器フィルタベント系</u>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>ている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、中央制御室での格納容器ベント操作に 10 分要することを想定している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>f_Cs : 原子炉格納容器からのセシウムの放出割合 f_CsI : 原子炉格納容器からの CsI の放出割合 (MAAP コードでの評価値) f_CsOH : 原子炉格納容器からの CsOH の放出割合 (MAAP コードでの評価値) M_I : よう素の初期重量 (kg) M_Cs : セシウムの初期重量 (kg) W_I : よう素の分子量 (kg/kmol) W_Cs : セシウムの分子量 (kg/kmol) Bq_Cs-137 : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq) DF : <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の除染係数</p> <p>d. 原子炉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プレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>e. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>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. <u>原子炉建屋</u>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>f_Cs : <u>格納容器</u>からのセシウムの放出割合 f_CsI : <u>格納容器</u>からの CsI の放出割合 (MAAP コードでの評価値) f_CsOH : <u>格納容器</u>からの CsOH の放出割合 (MAAP コードでの評価値) M_I : よう素の初期重量 (kg) M_Cs : セシウムの初期重量 (kg) W_I : よう素の分子量 (kg/kmol) W_Cs : セシウムの分子量 (kg/kmol) Bq_Cs-137 : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq) DF : <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の除染係数</p> <p>d. <u>格納容器</u>内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバ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>e. <u>格納容器圧力逃がし装置</u>を介して大気中へ放出される Cs-137 の放出量評価条件は以下のとおりとする。 (a) 格納容器内から<u>原子炉建屋</u>への漏えいはないものとする。 (b) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>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. <u>原子炉建屋</u>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>f_Cs : <u>原子炉格納容器</u>からのセシウム放出割合 f_CsI : <u>原子炉格納容器</u>からの CsI の放出割合 (MAAP コードでの評価値) f_CsOH : <u>原子炉格納容器</u>からの CsOH の放出割合 (MAAP コードでの評価値) M_I : よう素の初期重量 (kg) M_Cs : セシウムの初期重量 (kg) W_I : よう素の分子量 (kg/kmol) W_Cs : セシウムの分子量 (kg/kmol) Bq_Cs137 : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq) DF : <u>格納容器フィルタベント系</u>の除染係数</p> <p>d. <u>原子炉格納容器内</u>に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバ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>e. <u>格納容器フィルタベント系</u>を介して大気中へ放出される Cs-137 の放出量評価条件は以下のとおりとする。 (a) 格納容器内から<u>原子炉建物</u>への漏えいはないものとする。 (b) <u>格納容器フィルタベント系</u>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. <u>原子炉建物</u>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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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もとに評価する。</p> <p>(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、非常用ガス処理系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。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 <u>0.5 回/日</u>相当を考慮する。なお、<u>非常用ガス処理系フィルタ装置</u>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>非常用ガス処理系は、事象発生 <u>30 分</u>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 <u>10 分</u>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。 (添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（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、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u>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 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。</p>	<p>(a) 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>(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、<u>原子炉建屋ガス処理系</u>により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建屋内の放射性物質の保持機能</u>に期待しないものとする。<u>原子炉建屋ガス処理系</u>により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 <u>1 回/d</u>相当を考慮する。なお、<u>非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン</u>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>原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 <u>115 分</u>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<u>中央制御室からの遠隔操作</u>により起動し、起動後 <u>5 分</u>間で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。 (添付資料 3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（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 3.1.3-4 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、<u>格納容器雰囲気温度</u>、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温の推移を第 3.1.3-10 図から第 3.1.3-15 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に<u>高圧・低圧注水機能</u>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。</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もとに評価する。<u>なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。</u></p> <p>(b) 原子炉建物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、<u>非常用ガス処理系</u>により負圧が達成されるまでの期間は、<u>原子炉建物内の放射性物質の保持機能</u>に期待しないものとする。<u>非常用ガス処理系</u>により設計負圧を達成した後は設計換気率 <u>1 回/日</u>相当を考慮する。なお、<u>非常用ガス処理系ガス処理装置</u>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>非常用ガス処理系は、事象発生後 <u>60 分</u>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<u>自動</u>起動し、起動後 <u>10 分</u>間で設計負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、<u>原子炉建物内での粒子状物質の除去効果</u>は保守的に考慮しない。 (添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（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 3.1.3.2-1(1)図から第 3.1.3.2-1(3)図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3.2-1(4)図に、格納容器圧力、<u>格納容器温度</u>、<u>サブプレッション・プール水位</u>及び水温の推移を第 3.1.3.2-1(5)図から第 3.1.3.2-1(8)図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に<u>非常用炉心冷却系等</u>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。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、最確条件として原子炉格納容器貫通部の捕集効果を考慮した評価としている。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 設計換気率の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、設備設計の相違により、非常用ガス処理系は自動起動する。（東海第二では中央制御室からの遠隔操作により起動）</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>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、常設代替交流電源設備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、<u>原子炉水位L0以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</u></p> <p>(添付資料3.1.2.6)</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<u>雰囲気温度</u>は上昇する。そのため、<u>原子炉注水と同時に格納容器スプレイ</u>を実施することによって、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の上昇を抑制する。</p>	<p>水位低下により炉心は露出し、事象発生から約5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10分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約28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30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、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>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<u>温度</u>の上昇を抑制する。</p>	<p>島根2号炉は、原子炉隔離時冷却系と非常用炉心冷却系を合わせて「非常用炉心冷却系等」と記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】1,000K到達時間等の相違。 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】注水設備の準備時間の相違。 ・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】島根2号炉は、低圧原子炉代替注水ポンプ1台運転の設計であるため、ポンプ台数の記載をしていない。 ・解析結果の相違 【東海第二】島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系により原子炉水位は、TAFまで回復することから、「L0以上」という記載をしていない。 ・解析条件の相違 【東海第二】島根2号炉は、事象初期に原子炉注水と同時の格納容器スプレイは実施しない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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、溶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。</u> (添付資料3.1.2.1, 3.1.2.2)</p> <p>b. 評価項目等</p>	<p><u>原子炉水位が原子炉水位L0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、原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水流量とし、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停止する。</u></p> <p><u>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、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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</u></p> <p><u>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・プール水位の上昇(約1.3m)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、事象発生から約19時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p><u>格納容器スプレイを停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させる。</u></p> <p><u>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、溶融炉心からの放熱によって数十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、サプレッション・プールの減圧沸騰により数十時間は圧力が上昇傾向となるが、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。</u></p> <p>b. 評価項目等</p>	<p><u>事象発生から約32時間後にサプレッション・プール水位が通常運転水位+約1.3mに到達した時点で格納容器スプレイを停止する。</u></p> <p><u>格納容器スプレイを停止後、格納容器フィルタベント系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。</u></p> <p><u>格納容器圧力及び温度は、格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱実施後、徐々に低下する。</u> (添付資料3.1.2.1)</p> <p>b. 評価項目等</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、操作開始基準の格納容器圧力に至るまでは、格納容器スプレイを実施しないため、停止、格納容器スプレイの再開について記載していない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 格納容器スプレイ停止基準の相違</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、実運用に合わせてサプレッション・プール水位通常運転水位+約1.3mに到達後格納容器ベントを実施する評価としている。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、格納容器ベント実施後、格納容器温度は上昇することなく徐々に低下する。 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器ベント実施後、格納容器圧力は上昇することなく徐々に低下する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.3.10 図</u>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、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>による原子炉格納容器冷却及び<u>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</u>による原子炉格納容器除熱を行うことにより、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 <u>0.62MPa [gage]</u>を超えない。</p> <p>なお、<u>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</u>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、<u>第 3.1.3.11 図</u>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、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>による原子炉格納容器冷却及び<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器除熱を行うことにより、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 <u>165℃</u>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 <u>207℃</u>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 <u>144℃</u>であり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p>	<p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.3-10 図</u>に示すとおり、<u>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</u>上昇するが、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>による<u>格納容器冷却及びサプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達し代替格納容器スプレイを停止した場合に格納容器圧力逃がし装置</u>による格納容器除熱を行うことにより、<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力の最大値は、<u>格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage]</u>を超えない。</p> <p>なお、<u>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)</u>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、<u>格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 2%未満</u>であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>格納容器雰囲気温度は、<u>第 3.1.3-11 図</u>に示すとおり、<u>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</u>上昇するが、<u>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</u>による<u>格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置</u>による<u>格納容器除熱</u>を行うことにより、<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる温度 (壁面温度) の最高値は約 <u>157℃</u>となり、<u>格納容器の限界温度 200℃</u>を超えない。なお、<u>事象発生直後</u>、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 <u>202℃</u>となるが、このときの<u>格納容器バウンダリ</u>にかかる温度 (壁面温度) は約 <u>137℃</u>であり、<u>格納容器の限界温度 200℃</u>を超えない。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.2.8)</p>	<p>格納容器圧力は、<u>第 3.1.3.2-1(5)図</u>に示すとおり、<u>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等</u>が放出されるため徐々に上昇するが、<u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</u>による原子炉格納容器冷却及びサプレッション・プール水位が通常運転水位+約 1.3m に到達し<u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</u>による<u>原子炉格納容器冷却</u>を停止した場合に<u>格納容器フィルタベント系</u>による<u>原子炉格納容器除熱</u>を行うことにより、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる圧力の最大値は、<u>原子炉格納容器の限界圧力 853kPa [gage]</u>を超えない。</p> <p>なお、<u>原子炉格納容器圧力が最大となる事象発生約 32 時間後</u>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、<u>原子炉格納容器の非凝縮性ガスに占める割合の 2%以下</u>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、<u>第 3.1.3.2-1(6)図</u>に示すとおり、<u>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等</u>が放出されるため徐々に上昇するが、<u>格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</u>による<u>原子炉格納容器冷却</u>及び<u>格納容器フィルタベント系</u>による<u>原子炉格納容器除熱</u>を行うことにより、<u>原子炉格納容器バウンダリ</u>にかかる温度 (壁面温度) の最高値は約 <u>197℃</u>となり、<u>原子炉格納容器の限界温度 200℃</u>を超えない。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、実運用に合わせてサプレッション・プール水位通常運転水位+約 1.3m に到達後格納容器ベントを実施する評価としている。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 格納容器温度の最大値等の相違。また、島根 2号炉は、格納容器雰囲気温度最高値が 200℃を超えない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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 1.4×10^{-3} TBq (7日間) であり、100TBqを下回る。</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 2.0 TBq (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 14 TBq (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 16 TBq (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 4.0×10^{-3} TBq (30日間) 及び約 8.5×10^{-3} 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 3.1 TBq (30日間) 及び約 3.2 TBq (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 18 TBq (30日間) 及び約 18 TBq (100日間) であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p> <p>第3.1.3.6 図に示すとおり、<u>低圧代替注水系(常設)</u>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、<u>原子炉格納容器の限界圧力接近</u>時点で、約 38 時間後に格納容器圧力</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 1.2×10^{-4} TBq (7日間) であり、100TBqを下回る。</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 3.7 TBq (7日間) であり、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 14.3 TBq (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 18 TBq (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 1.3×10^{-4} TBq (30日間) 及び約 1.5×10^{-4} 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 4.1 TBq (30日間) 及び約 4.1 TBq (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 19 TBq (30日間) 及び約 20 TBq (100日間) であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6)</p> <p>第3.1.3-4 図及び第3.1.3-6 図に示すとおり、<u>低圧代替注水系(常設)</u>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3.1.3-14 図に示すとおり、約 19 時間後にサプレッション・プール水位が通</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フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は約 2.1×10^{-3} TBq (7日間) であり、100TBqを下回る。</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フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は約 3.4 TBq (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物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、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内の重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内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、原子炉建物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 1.4 TBq (7日間) となる。原子炉建物から大気中への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フィルタベント系によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約 4.8 TBq (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フィルタベント系による総放出量は、約 4.0×10^{-3} TBq (30日間) 及び約 6.5×10^{-3} 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 5.3 TBq (30日間) 及び約 5.4 TBq (100日間) である。原子炉建物から大気中への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フィルタベント系によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約 6.8 TBq (30日間) 及び約 6.9 TBq (100日間) であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p> <p>第3.1.3.2-1(1) 図に示すとおり、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>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3.1.3.2-1(5) 図に示すとおり、約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>常水位+6.5m に到達した時点で、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却を停止し、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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」に示す(1)から(3)及び(7)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3.1.3.7)</p>	<p><u>位+約 1.3m に到達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による原子炉格納容器冷却を停止し、<u>格納容器フィルタベント系</u>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」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3.1.3.5)</p>	<p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、実運用に合わせてサプレッション・プール水位通常運転水位+約 1.3m に到達後格納容器ベントを実施する評価としている。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】 各シーケンスで確認対象となる評価項目の整理の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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）」（<u>代替循環冷却系</u>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、<u>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。</u></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>本格納容器破損モード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</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）」（<u>代替循環冷却系</u>を使用できない場合）では、<u>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が特徴である。</u></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに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、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。</u></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><u>本評価事故シーケンス</u>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</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）」（<u>残留熱代替除去系</u>を使用しない場合）では、<u>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が特徴である。</u></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作とする。</u></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><u>本格納容器破損モード</u>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</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、事象発生から12時間までの操作に限らず、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作を抽出。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作の一環として、常設代替交流電源設備の受電操作を実施することから、記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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<u>低圧代替注水系（常設）</u>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。</p> <p>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<u>低圧代替注水系（常設）</u>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>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、<u>LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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併せ、低圧代替注水系（常設）</u>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。</p> <p>また、<u>格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達した場合の格納容器スプレイ操作</u>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<u>雰囲気温度</u>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 の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による<u>燃料有効長頂部</u>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、<u>LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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）</u>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</p>	<p>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、非常用炉心冷却系等による<u>原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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>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<u>温度</u>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<u>燃料棒有効長頂部</u>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、非常用炉心冷却系等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<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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</p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行う手順としている。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事象初期に原子炉注水と同時の格納容器スプレイは実施しない。</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事象初期に格納容器スプレイを実施しない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、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）及び格納容器圧力逃がし装置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、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）及び格納容器圧力逃がし装置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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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</p>	<p>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、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）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雰囲気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、格納容器圧力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）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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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</p>	<p>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格納容器代替スプレイ（可搬型）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、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ（可搬型）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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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</p>	<p>やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行う手順としている。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、有効性評価上、温度基準の格納容器スプレイ基準には至らないが、実運用を考慮した記載としている。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器フィルタベント系によるベント操作をサブレーション・プール水位起点としていることから記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。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。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 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: center;">(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 style="text-align: center;">原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造</p>	<p>内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。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: center;">(添付資料 3.1.3.8)</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、格納容器圧力及び雰囲気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: center;">格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との</p>	<p>への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。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。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 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: center;">(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、注水操作による燃料棒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: center;">原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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ものと推定される。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</p>	<p>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開始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ものと推定される。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</p>	<p>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ものと推定される。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フィルタベント系によるCs-137 の総放出量は、評価項目</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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1.4×10^{-3}TBq (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2.0TBq (7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。 (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>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に対応したものとしており、その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>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1.2×10^{-4}TBq (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3.7TBq (7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。 (添付資料3.1.3.8)</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3.1.3-2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、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の上昇が遅くなるが、操作手順(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(サプレッション・チェンバ)の空間部及び液相部, サプレッション・プール水位, 格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、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</p>	<p>(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2.1×10^{-3}TBq (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3.4TBq (7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。 (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>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3.1.2.1-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、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、その最確条件は炉心平均燃焼度約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(格納容器スプレイを格納容器圧力が640kPa[gage]以下になるよう制御(640~588kPa[gage]の範囲で維持)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, サプレッション・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>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・実績値の相違 【東海第二】 島根2号炉の最確条件を記載。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 格納容器圧力及び温度を起点とした運転操作の差異。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、サプレッション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎを、サプレッション・</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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<u>低圧代替注水系（常設）</u>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</p>	<p>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（<u>速やかに格納容器冷却手段を準備すること</u>）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<u>低圧代替注水系（常設）</u>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。<u>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</u>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<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>は、解析条件で設定したスプレイ流量（130m³/h 一定）に対して、<u>最確条件は運転手順における流量調整の範囲（102m³/h～130m³/h）となる。最確条件とした場合、サプレッション・プール水位の上昇が緩和されることから、サプレッション・プール水位を操作開始の起点とする格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器除熱操作の開始時間が遅くなり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</u></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、</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（<u>速やかに注水手段を準備すること</u>）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<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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<u>冠水維持可能な注水量</u>を制御するが、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。 (添付資料3.1.3.6, 3.1.2.7)</p>	<p>プール水位のゆらぎで代表させていることから、記載していない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、Excessive LOCA であっても速やかに実施する操作は原子炉注水であることから原子炉への注水操作を記載している。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、解析条件と最確条件が同じであるため、不確かさを記載していない。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、解析条</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p>(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 に対応したのとしており、その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、<u>格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部</u>、<u>サブプレッション・チェンバ・プール水位</u>、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、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、<u>第 3.1.2.15 図及び第 3.1.2.16 図</u>に示すとおり、格納容器圧力は <u>0.62MPa[gage]</u> 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><u>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。</u></p> <p>(添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.8)</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 に対応したのとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>31GWd/t</u> 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、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<u>雰囲気温度</u>の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>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、<u>格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) の空間部及び液相部</u>、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに<u>格納容器雰囲気温度</u>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、<u>格納容器</u>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、<u>第 3.1.2-18 図及び第 3.1.2-19 図</u>に示すとおり、格納容器圧力は <u>0.62MPa [gage]</u>、<u>格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃</u>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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したのとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 <u>30GWd/t</u> 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、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<u>温度</u>の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び<u>温度</u>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、<u>サブプレッション・プール水位</u>、格納容器圧力及び<u>格納容器温度</u>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、<u>原子炉格納容器</u>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、<u>第 3.1.2.2-1(9) 図及び第 3.1.2.2-1(10) 図</u>に示すとおり、格納容器圧力は <u>853kPa[gage]</u>、<u>原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃</u>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>件と最確条件が同じであるため、不確かさを記載していない。</p> <p>・実績値の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、サブプレッション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎを、サブプレッション・プール水位のゆらぎで代表させていることから、記載していない。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉 (Mark-I 改) と柏崎 6/7 (ABWR), 東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>機器条件の<u>低圧代替注水系（常設）</u>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>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、</p>	<p>機器条件の<u>低圧代替注水系（常設）</u>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>機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（130m³/h 一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（102m³/h～130m³/h）となる。最確条件とした場合でも、格納容器圧力を 0. 400MPa [gage] から 0. 465MPa [gage] の範囲内に維持することによりは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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却時の操作開始圧力であり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作時のピーク圧力は格納容器圧力の最大値を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 1. 2. 12, 3. 1. 3. 8)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、</p>	<p>機器条件の<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>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 style="text-align: right;">(添付資料 3. 1. 3. 6, 3. 1. 2. 7)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、第 3. 1. 2. 2. -1(10) 図に原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値を示しているため、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度についても追記。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、解析条件と最確条件が同じであるため、不確かさを記載していない。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、解析条件と最確条件が同じであるため、不確かさを記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>「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><u>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,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。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,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。</u></p> <p>なお,<u>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,</u></p>	<p>「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><u>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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,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。運転員等操作時間に与える影響として,状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し,同一の運転員による並列操作はなく,操作所要時間を踏まえて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。</u></p> <p><u>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,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,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停止する。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。当該操作は,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。</u></p>	<p>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><u>操作条件の低圧原子炉代替注水系(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30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,低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水操作について,早期の電源回復不可の判断,常設代替交流電源設備の起動,受電操作,低圧原子炉代替注水系(常設)の系統構成を,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。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は,事象初期に原子炉注水と同時の格納容器スプレイは実施しない。 ・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 注水設備の準備時間の相違。 ・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は,事象初期の原子炉注水と同時の格納容器スプレイを実施しない。(東海第二では,事象初期の原子炉注水と同時の格納容器スプレイ実施後,原子炉水位がL0に回復した時点で一度停止することとしている。) ・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は,解析上の想定と実態の運転操作が同等であるため,記載していない。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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。</u></p> <p>操作条件の<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>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<u>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</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>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。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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<u>格納容器圧力 0.62MPa[gage]接近時</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>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</u>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</p>	<p>操作条件の<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 <u>0.465MPa [gage] 到達時</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達時点で速やかに操作を実施可能であり、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<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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、<u>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</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達するのは、事象発生から約 <u>19 時間後</u>である。また、格納容器ベントの準備操作は<u>サブプレッション・プール水位</u>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</p>	<p>操作条件の<u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>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<u>格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達した時点</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 640kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作開始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。</p> <p>操作条件の<u>格納容器フィルタベント系</u>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<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達から 10 分後</u>を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達するのは、事象発生から約 32 時間後</u>である。また、格納容器ベントの準備操作は<u>格納容器圧力</u>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</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えをしない。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、格納容器圧力の挙動を確認しながら操作開始する。(柏崎 6/7 では、操作開始時点で既に開始基準(190℃)を超えている。) ・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、実運用に合わせて外部水源からの注水量限界に到達後格納容器ベントを実施する評価としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>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。</u>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、<u>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。</u> (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>操作条件の<u>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。</u>また、<u>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。</u></p> <p>操作条件の<u>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。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納</u></p>	<p>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、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達時に速やかに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。</u>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。 (添付資料3.1.3.8)</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<u>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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、運転員等操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。</u>また、<u>代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、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小さい。</u></p> <p>操作条件の<u>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、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力0.465MPa [gage] 到達時点で速やかに操作を実施可能であり、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。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除</u></p>	<p>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、<u>サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達時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。</u>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が遅れる可能性があるが、<u>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。</u> (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>操作条件の<u>低圧原子炉代替注水系（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、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、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。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力が640kPa[gage]に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定時間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。</u></p> <p>操作条件の<u>格納容器フィルタベント系による原子炉格</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、格納容器ベントの準備操作を格納容器圧力を基に実施する手順としている。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、電源がある場合、全て中央制御室で操作可能である。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、事象初期に原子炉注水と同時の格納容器スプレイ実施しないことから、原子炉注水との切替え操作（柏崎6/7）あるいは原子炉注水との同時実施（東海第二）をしない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、有効性評価上、温度基準の代替格納容器スプレイ基準には至らず、圧力基準で実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>(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<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水操作については、<u>第3.1.3.14図から第3.1.3.16図</u>に示すとおり、事象発生から<u>90分後</u>(操作開始時間<u>20分</u>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<u>低圧代替注水系(常設)</u>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<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による原子炉格納容器冷却操作については、<u>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。</u></p>	<p>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3.1.3.8)</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による<u>緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による格納容器冷却操作及び<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水操作については、<u>第3.1.3-16図から第3.1.3-18図</u>に示すとおり、事象発生から<u>50分後</u>(操作開始時間<u>25分</u>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<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による格納容器冷却及び<u>低圧代替注水系(常設)</u>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<u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>による格納容器冷却操作については、<u>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。なお、本操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が限界圧力0.62MPa [gage]に到達す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。</u></p>	<p>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 style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.6)</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<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水操作については、<u>第3.1.3.3-(1)図から第3.1.3.3-(3)図</u>に示すとおり、事象発生から<u>60分後</u>(操作開始時間<u>30分</u>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、<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>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<u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>による原子炉格納容器冷却操作については、<u>格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約27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。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計及び運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 操作開始遅れ時間は、リロケーション防止可能な操作開始時間を設定しており、設備、運用の相違により異なる。 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失した時点で、速やかに低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を行う手順としている。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、格納容器圧力を操作開始基準として格納容器スプレイを実施することから、圧力基準での格納容器

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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>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 3.1.3.8, 3.1.3.9)</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>操作条件の格納容器フィルタベント系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 32 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, 3.1.3.8)</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>スプレイまでの時間余裕を評価している。(柏崎 6/7 では、原子炉注水と格納容器スプレイの切り替え操作を実施するため、原子炉注水操作が遅れた場合の評価を記載している。)</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉で、格納容器圧力の基準で実施する格納容器スプレイ開始までの時間余裕が十分確保されていることから、原子炉格納容器の限界圧力の到達時間を記載していない。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

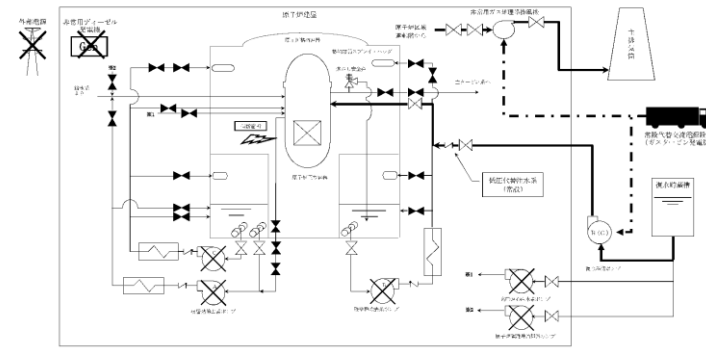
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</u></p> <p><u>有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。</u></p> <p><u>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。</u></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</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、重大事故等対策時における<u>事象発生2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20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」で説明している災害対策要員（初動）の39名で対処可能である。</u></p> <p><u>また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は5名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</u></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</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、重大事故等対策時における必要な要員は「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり<u>31名</u>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<u>緊急時対策要員の42名</u>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</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</p> <p>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 プラント基数，設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員31名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】 島根2号炉は、解析上考慮していない要員も含めた要員数を記載している。</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>号炉あたり約7,400m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約14,800m³の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³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。</u></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<u>6号及び7号炉において合計約504kLの軽油が必要となる。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。</u></p>	<p>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、合計約<u>5,490m³の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m³及び西側淡水貯水設備に約4,300m³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。また、西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯槽へ給水することで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく代替淡水貯槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能である。</u></p> <p>(添付資料3.1.3.10)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)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<u>合計約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)による電源供給について、7日間の継続が可能である。</u></p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ(1台)による代替淡水貯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中型ポンプ(1台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に<u>約6.0kLの軽油が必要となる。</u></p> <p>可搬型設備用軽油タンクにて<u>約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ(1台)による代替淡水貯槽への給水につ</u></p>	<p>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>低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系(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<u>3,200m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m³及び輪谷貯水槽(西)に約7,000m³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。また、事象発生2時間30分以降に輪谷貯水槽(西)の水を、大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。</u></p> <p>(添付資料3.1.3.9)</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<u>約352m³の軽油が必要となる。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約11m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約53m³の軽油が必要となる。</u></p> <p>合計約<u>416m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m³の軽油を保有しており、こ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</u></p>	<p>・水量評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、事象発生後から必要な可搬型設備を準備し、使用することを想定。</p> <p>・燃料評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・評価条件の相違【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、燃料プール等の冷却に使用する原子炉補機代替冷却系の燃料評価を実施。</p>

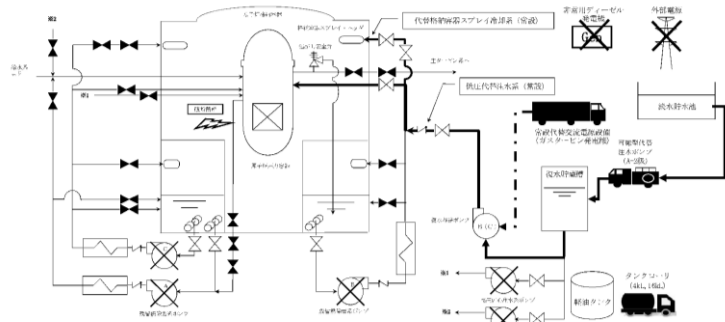
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉合計約547kL)</p> <p><u>6号及び7号炉の各軽油タンク(約1,020kL)及び常設代替交流電源設備用燃料タンク(約100kL)</u>にて合計約2,140kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、<u>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</u>、<u>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</u>について、7日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(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、<u>6号炉で約1,104kW</u>、<u>7号炉で約1,071kW</u>必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が1台あたり<u>2,950kW</u>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、<u>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</u>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 style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.10)</p>	<p>いて、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所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日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。<u>緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kL</u>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所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 style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.11)</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、<u>約2,666kW</u>必要となるが、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置5台)の連続定格容量は約<u>5,520kW</u>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、緊急時対策所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 style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.12)</p>	<p>給、<u>大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイ、原子炉補機代替冷却系の運転</u>について、7日間の運転継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所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日間の運転継続に約<u>8m³</u>の軽油が必要となる。<u>緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m³</u>の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所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 style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.10)</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、<u>約2,055kW</u>必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約<u>4,800kW</u>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、<u>緊急時対策所用発電機</u>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 style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.11)</p>	<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、緊急時対策所用発電機は専用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</p> <p>・電源設備容量の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>常設代替交流電源設備から電源供給が必要となる負荷が異なる。</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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<u>格納容器破損防止対策</u>としては，初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段，安定状態に向けた対策として<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について，<u>代替循環冷却系</u>を使用しない場合を想定し，<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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，<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水，<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却，<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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</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<u>格納容器破損防止対策</u>としては，初期の対策として<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段及び<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による<u>格納容器冷却手段</u>，安定状態に向けた対策として<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による<u>格納容器冷却手段</u>及び<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による<u>格納容器除熱手段</u>を整備している。</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置は，多重化設計とする代替循環冷却系のさらなる後段の対策であり，重大事故時に事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが，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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について，代替循環冷却系を使用できない場合を想定し，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。</u></p> <p>上記の場合においても，<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水，<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による<u>格納容器冷却</u>及び<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による<u>格納容器除熱</u>を実施することにより，<u>格納容器雰囲気</u>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</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<u>原子炉格納容器破損防止対策</u>としては，初期の対策として<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水手段，安定状態に向けた対策として<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器冷却手段</u>及び<u>格納容器フィルタベント系</u>による<u>原子炉格納容器除熱手段</u>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「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について，<u>残留熱代替除去系</u>を使用しない場合を想定し，<u>格納容器フィルタベント系</u>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，<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水，<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器冷却</u>，<u>格納容器フィルタベント系</u>による<u>原子炉格納容器除熱</u>を実施することにより，<u>原子炉格納容器雰囲気</u>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</p>	<p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は，事象初期の原子炉注水と同時の格納容器スプレイを実施しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>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、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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>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、<u>災害対策要員</u>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、<u>低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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>	<p>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、<u>緊急時対策要員</u>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、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>による原子炉格納容器冷却、<u>格納容器フィルタベント系</u>による原子炉格納容器除熱等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>	

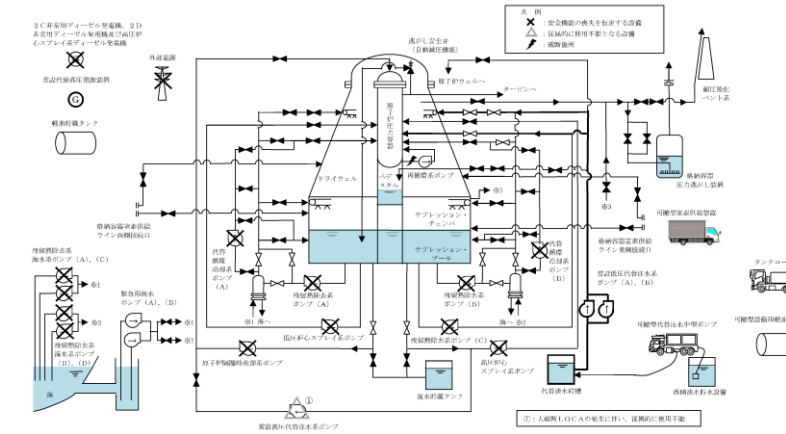


第 3.1.3.1 図 「蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用しない場合) (1/3) (原子炉注水)

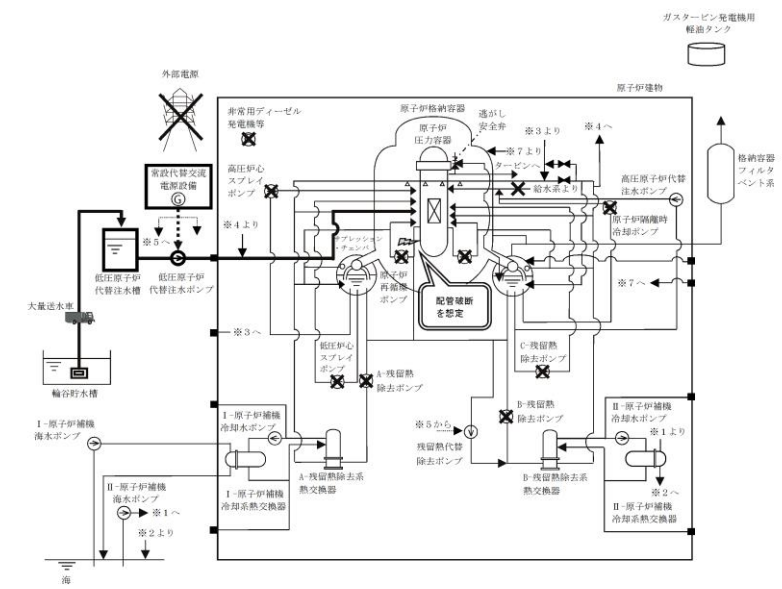


※低圧代替注水系 (常設) と代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。

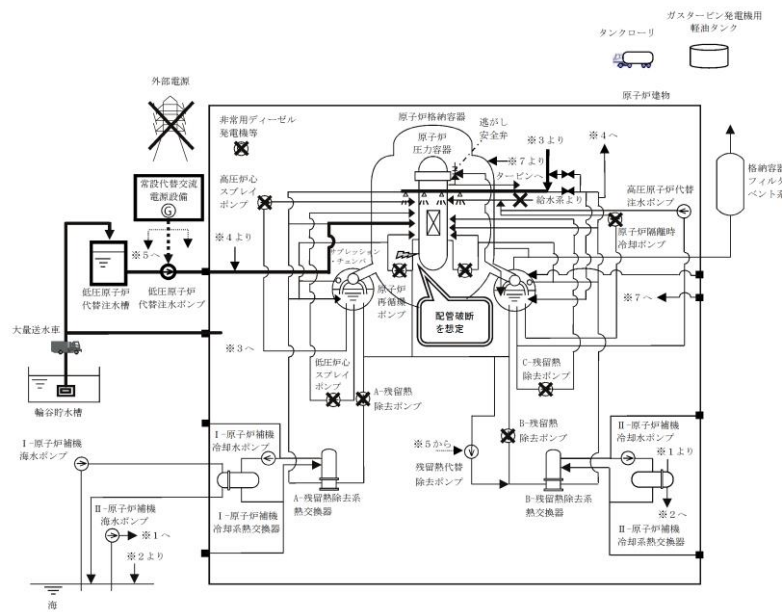
第 3.1.3.2 図 「蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用しない場合) (2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



第 3.1.3-1 図 「蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用できない場合) (1/2) (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ィ冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)



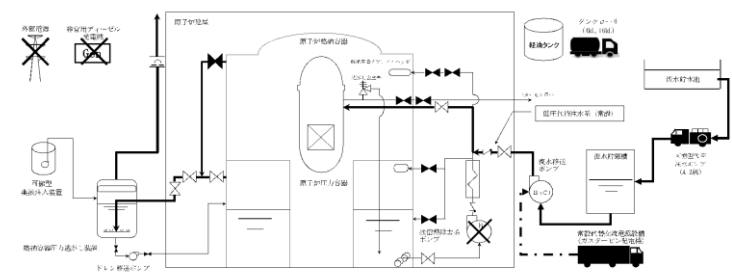
第 3.1.3.1-1(1) 図 「蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策概略系統図 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/3) (原子炉注水)



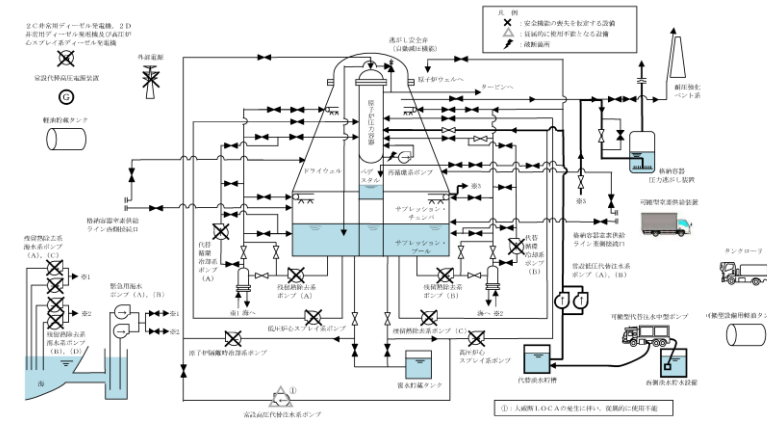
第 3.1.3.1-1(2) 図 「蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策概略系統図 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/3) (原子炉注水及び格納容器冷却)

・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
・記載箇所の相違
【東海第二】
島根 2号炉は、事象初期の格納容器スプレィを実施しないため、格納容器スプレィは、第 3.1.3.1-1(2) 図に記載。

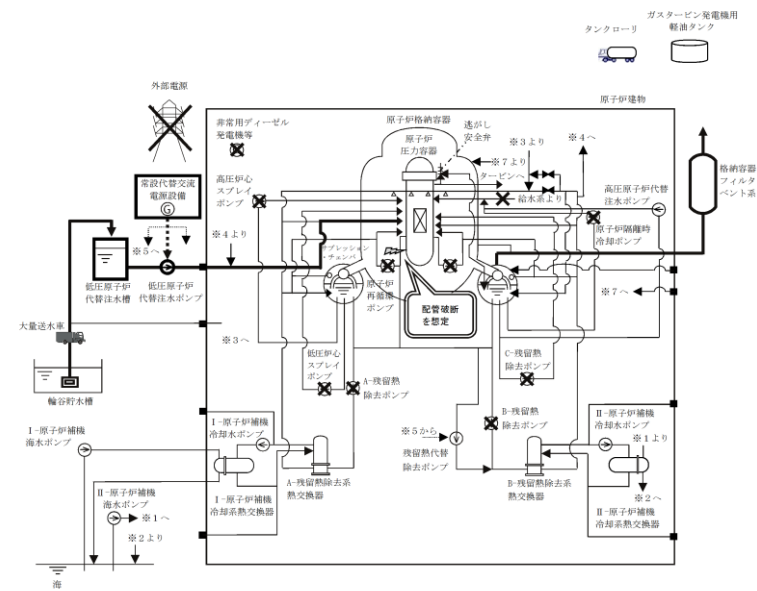
・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
島根 2号炉は、原子炉注水を行うポンプとは別の可搬型の大量送水車を用いて格納容器スプレィを実施 (柏崎 6/7 及び東海第二は原子炉注水を行うポンプと同じ常設のポンプにより格納容器スプレィを実施)。



第 3.1.3.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用しない場合) (3/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

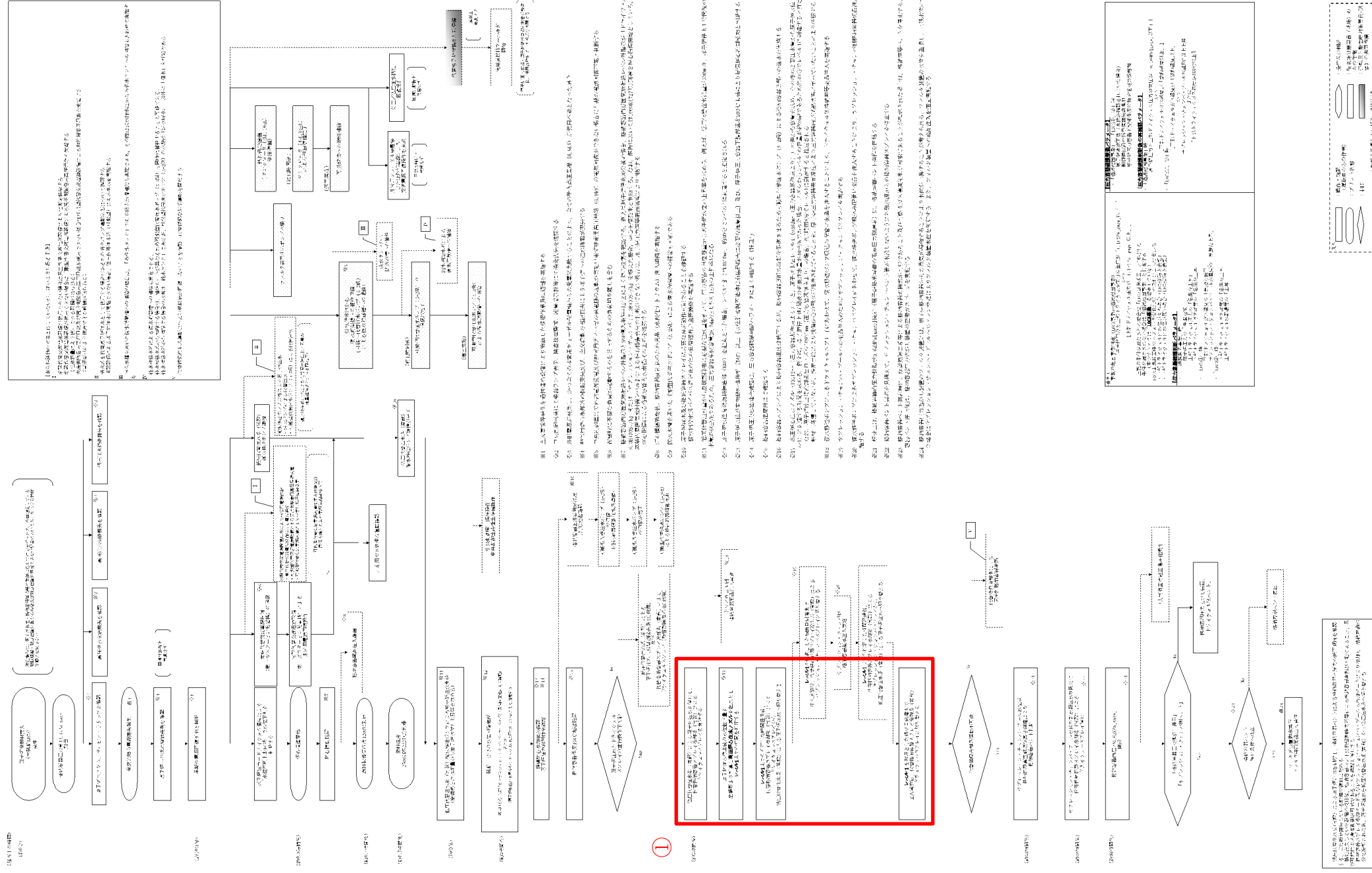


第 3.1.3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用できない場合) (2/2) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階)



第 3.1.3.1-1(3) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策概略系統図 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/3) (原子炉注水及び格納容器除熱)

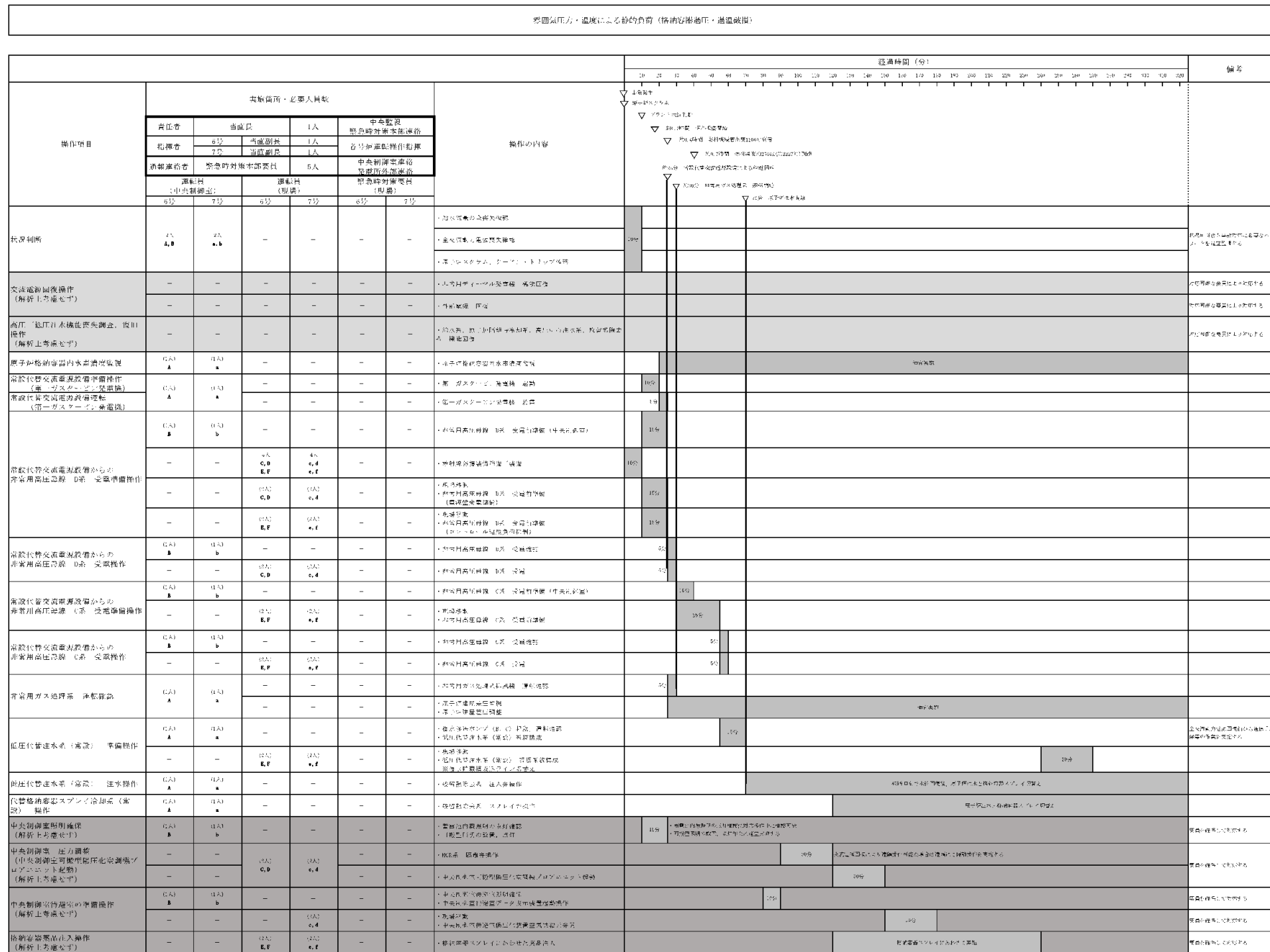
備考
・設備設計の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



第 3.1.3.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用しない場合)」

備考
 差異理由は、島根 2 号炉「第 3.1.3.1-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) の対応手順の概要 (残留熱代替除去系を使用しない場合)」の備考欄参照

差異理由は、島根2号炉「第3.1.3.1-3図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間」の備考欄参照



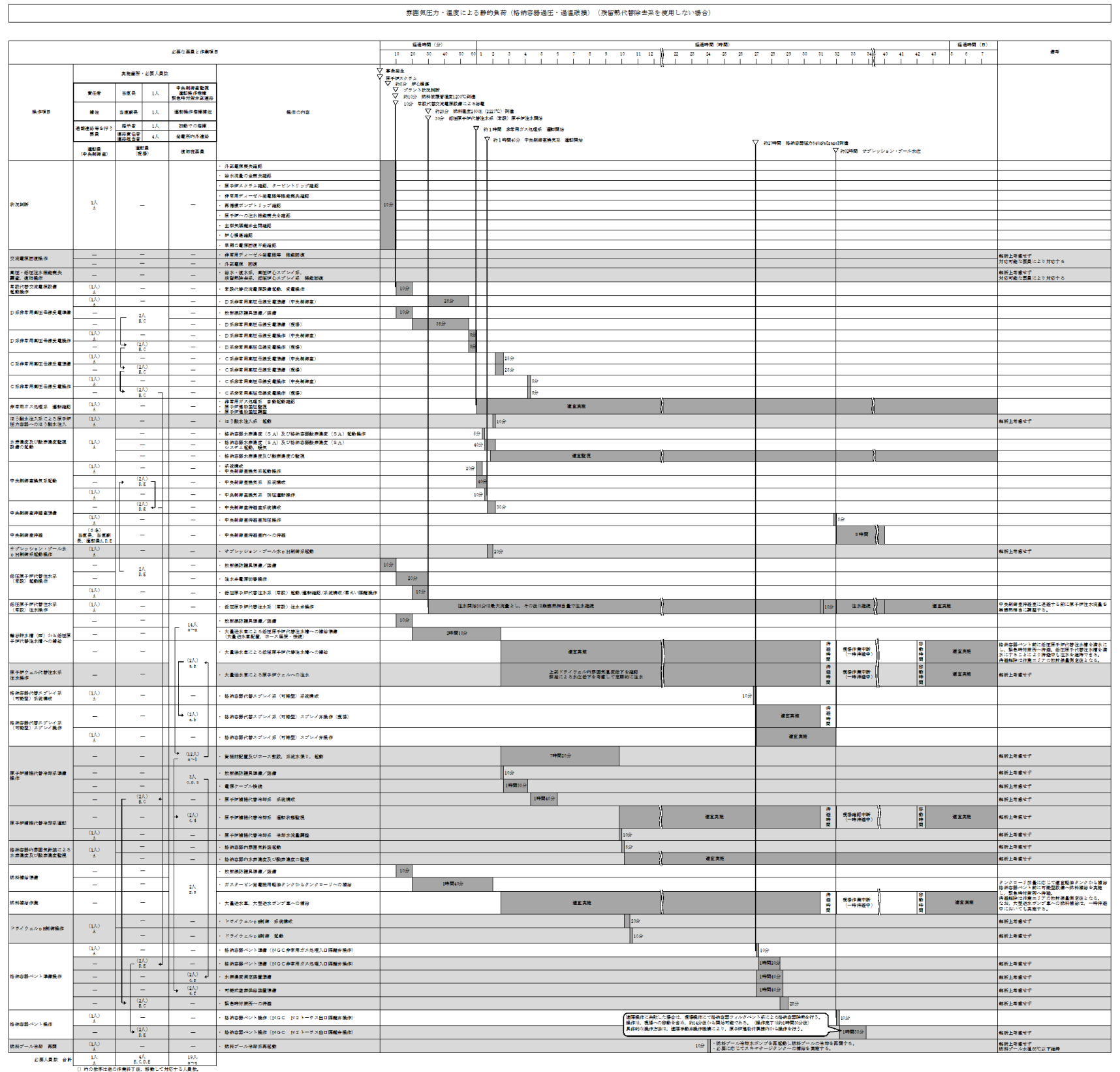
第3.1.3.5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用しない場合）(1/2)

差異理由は、島根 2 号炉「第 3.1.3.1-3 図「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間」の備考欄参照

				経過時間 (時間)										備考		
				4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44	48	52
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できない場合)																
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は格納容器稼働時 の要員数			操作の内容												
	当直運転員 (中央制御室)	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)	▽約 3.9 時間 格納容器圧力 0.465MPa [gauge] 到達												
				▽約 16 時間 サブプレッション・プール水位 通常水位 15.5m 到達												
				▽約 19 時間 サブプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達												
				▽約 42.6 時間 代替淡水貯槽残量 1,000m ³ 到達												
原子炉水位の調整操作 (格納代替注水系 (常設))	【1人】 A	-	-	●常設格納代替注水ポンプを用いた格納代替注水系 (常設) による原子炉水位の調整操作												解折上では、事後発生は時間まで16時間間隔で注水量を調整し、12時間以降においては12時間以上の間隔で注水量を調整する
常設格納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	【1人】 A	-	-	●常設格納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												解折上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り蒸気スプレイする事期とし、実行した操作を極力減らすこととする
格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱の準備操作	【1人】 A	-	-	●格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱の準備操作 (中央制御室での蒸気発生)												
	-	【2人】 C, D, E	-	●第一現場操作場所への移動 ●格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱の準備操作 (現場での第一準備操作)												解折上考慮しない
	1人 副班班長	-	-	●緊急時対応場所への選定												第一準備操作完了後、緊急時対応所に選定する
中央制御室待機室の準備操作	【1人】 B	-	-	●中央制御室待機室内の正任化準備操作												
	-	-	-	●可搬型照明 (S.A.) の設置												
	-	-	-	●データ表示装置 (待機室) の起動操作												
格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱操作 (サブプレッション・プール側)	【1人】 A	-	-	●常設格納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) による格納容器除熱の停止操作												
	-	-	-	●格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱操作 (中央制御室での第二準備操作)												
	-	-	-	●格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱操作実施後の状態監視												
格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱操作 (サブプレッション・プール側)	-	-	【3人】 (歩数)	●第二現場操作場所の正任化操作												
	-	-	-	●格納容器圧力過剰装置による格納容器除熱操作 (現場での第二準備操作)												サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.5m到達時に待機室の加圧操作を行う
	【1人】 B	-	-	●第二現場操作場所への選定												
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	●常設格納代替注水ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水操作												
	-	-	-	●緊急時海水系による海水注水の系統構成操作及び起動操作												
	-	-	-	●代替燃料プール冷却系の起動操作												
可搬型代替注水中型ポンプを用いた格納代替注水系 (可搬型) の起動準備操作	-	-	8人 c~	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、パース設置等の操作												170分
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替注水ポンプへの準備操作	-	-	【8人】 c~	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、パース設置等の操作												
	-	-	【5人】 c, d	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水源確認操作												180分
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 (歩数)	●可搬型代替注水中型ポンプからの燃料給油操作												90分
	-	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作												適宜実施
	2人 A, B	3人 C, D, E	10人 (歩数) 及び必要5人													

第 3.1.3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用できない場合）(2/2)

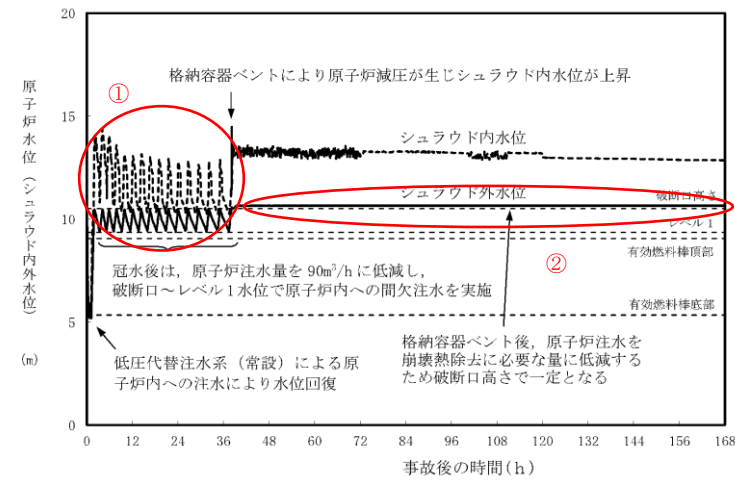
島根原子力発電所 2号炉



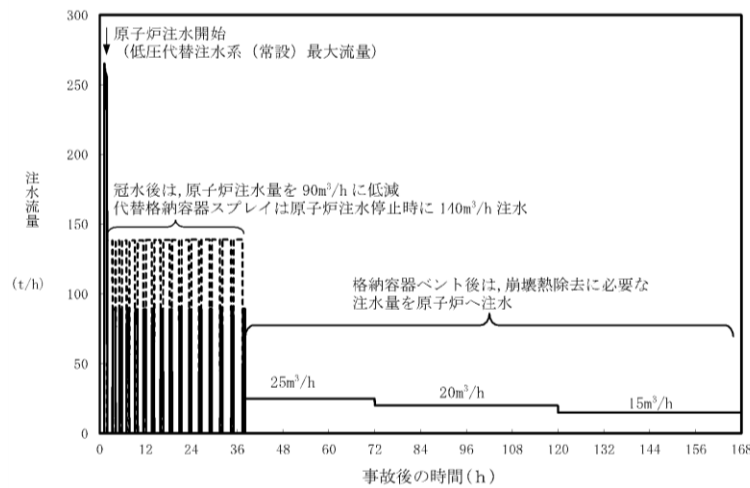
第 3.1.3.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

備考

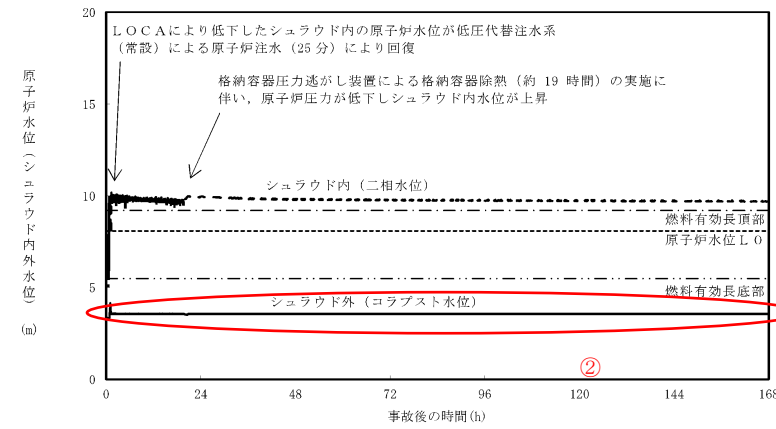
- ・解析結果の相違に基づく差異 (炉心損傷開始時間, 炉心溶融開始時間)
- ・設備設計・手順に基づく想定時間の差異
- ・解析上考慮しない操作を含めて実際に実施する操作について要員の充足性を確認 (原子炉ウエル注水等) ただし, 事前に対応する要員を定めることが難しい機能回復操作を除く)



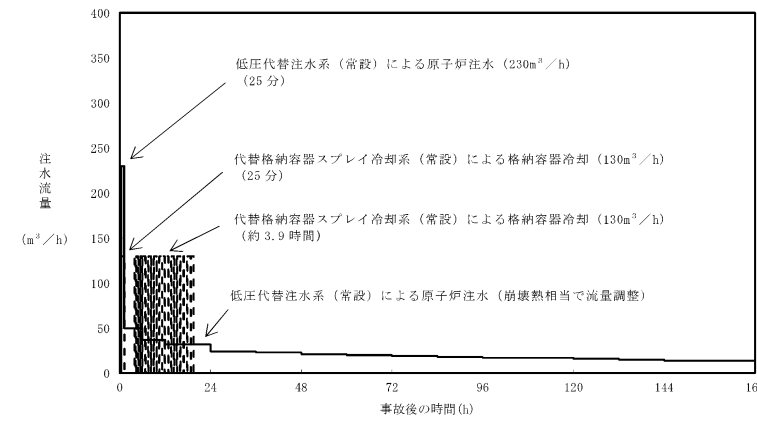
第 3.1.3.6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



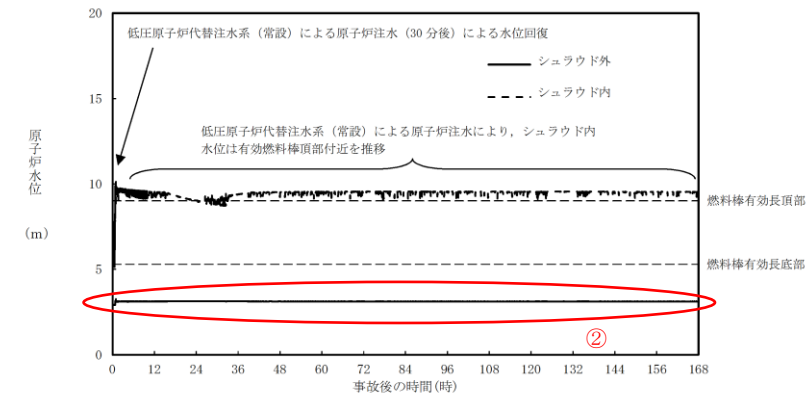
第 3.1.3.7 図 注水流量の推移



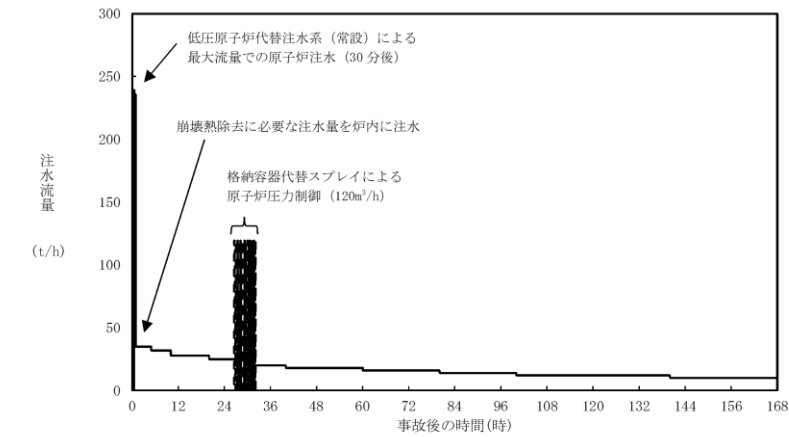
第 3.1.3-4 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



第 3.1.3-5 図 注水流量の推移



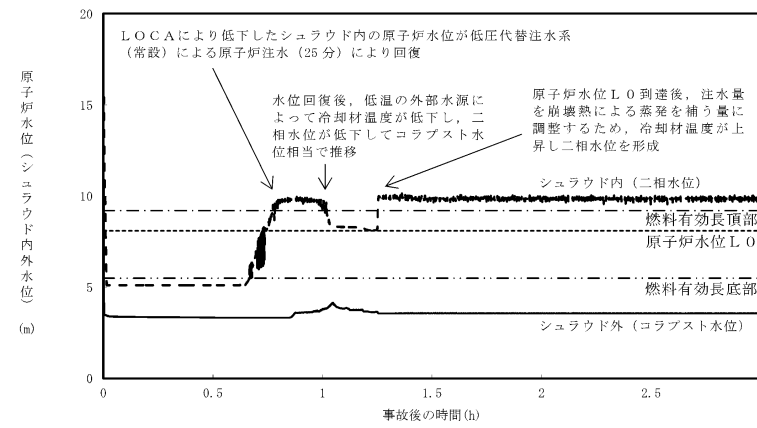
第 3.1.3.2-1(1) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



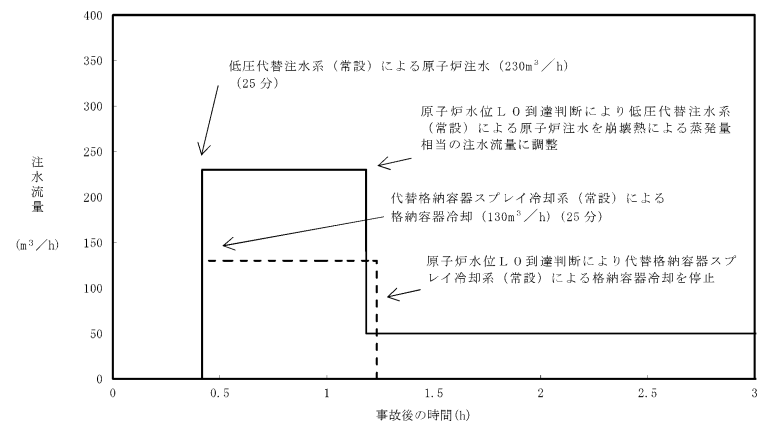
第 3.1.3.2-1(2) 図 注水流量の推移

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7では原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の相違。
 ②島根 2号炉及び東海第二では P L R 配管破断を想定しておりシュラウド外水位はほぼない状態。柏崎 6/7は、R H R 配管破断を想定しており破断口位置で推移。

【柏崎 6/7, 東海第二】
 設備及びマネジメントの差異による注水量及び継続時間の差異。



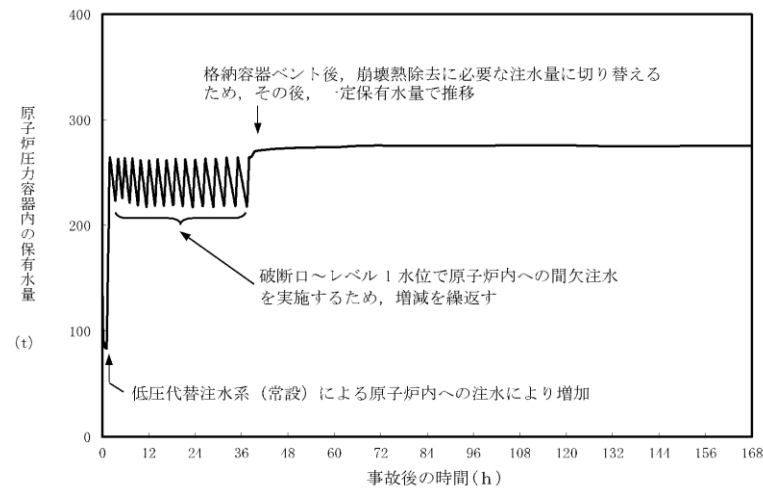
第 3.1.3-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (~3 時間)



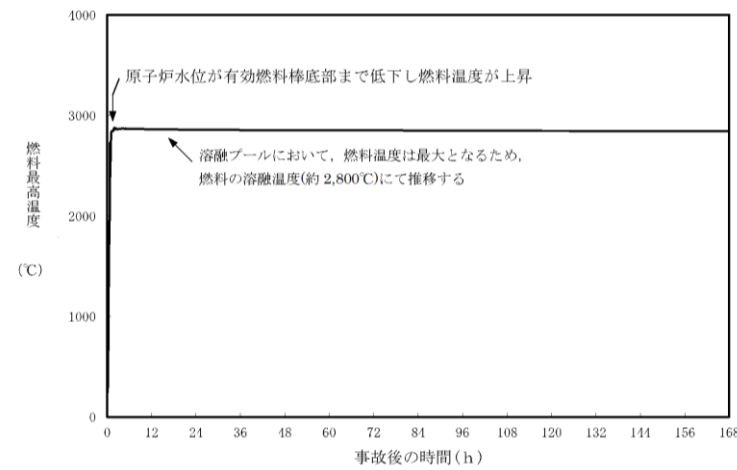
第 3.1.3-7 図 注水流量の推移 (~3 時間)

・記載方針の相違
【東海第二】
島根2号炉は、事象初期の対応として、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水しか実施していないことから、原子炉水位の短時間グラフは記載していない。

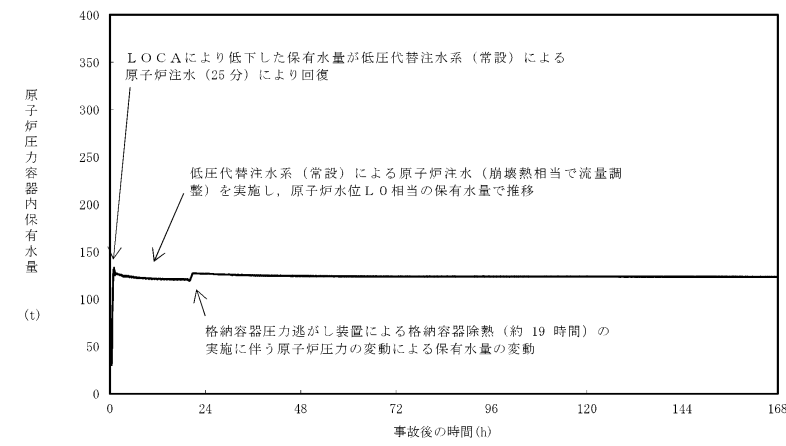
・記載方針の相違
【東海第二】
島根2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による格納容器側のマネジメントは実施しないため、注水流量の短時間グラフは記載していない。



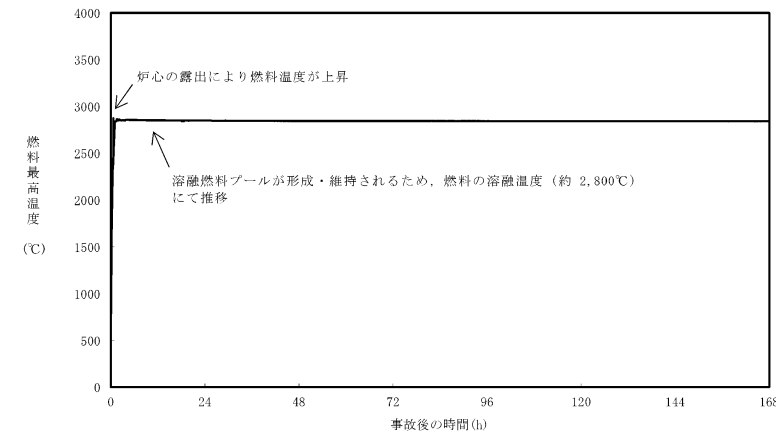
第 3. 1. 3. 8 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



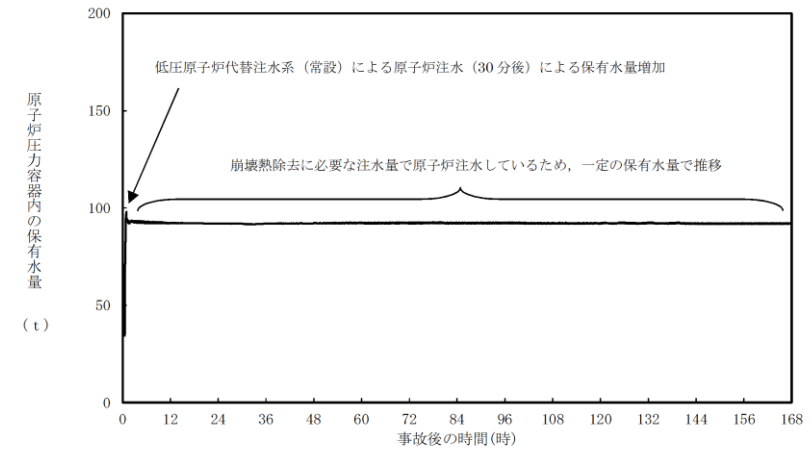
第 3. 1. 3. 9 図 燃料最高温度の推移



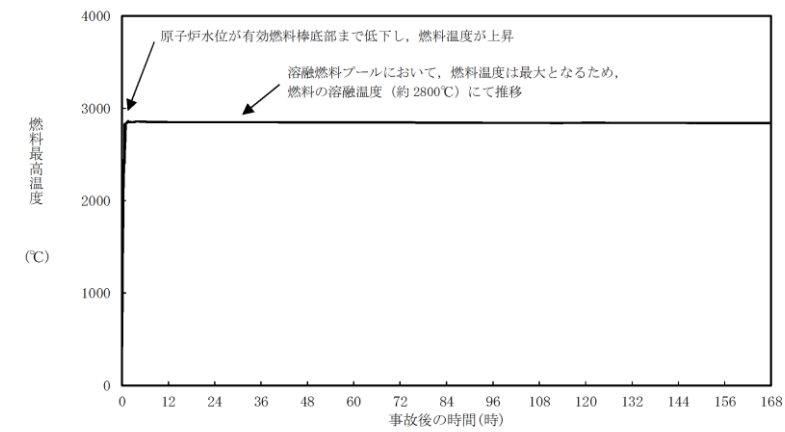
第 3. 1. 3-8 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



第 3. 1. 3-9 図 燃料最高温度の推移



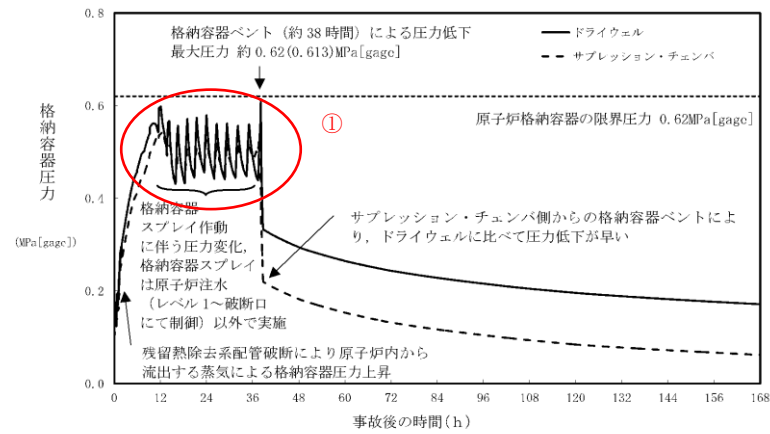
第 3. 1. 3. 2-1 (3) 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



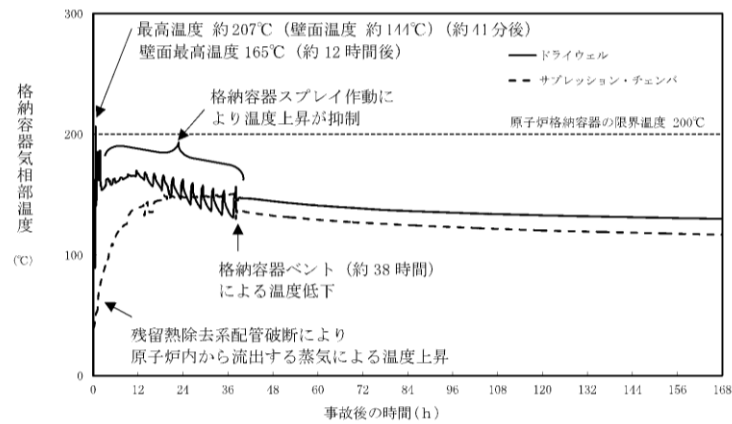
第 3. 1. 3. 2-1 (4) 図 燃料最高温度の推移

(・崩壊熱相当の注水を実施後は3プラントとも同様の挙動)

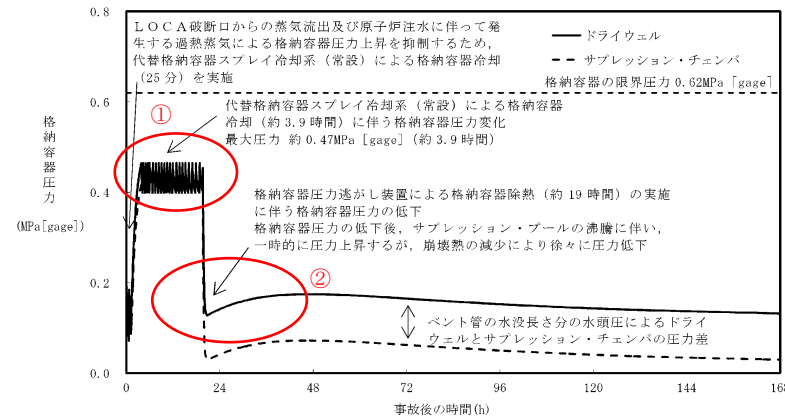
(・3プラントとも同様の挙動。)



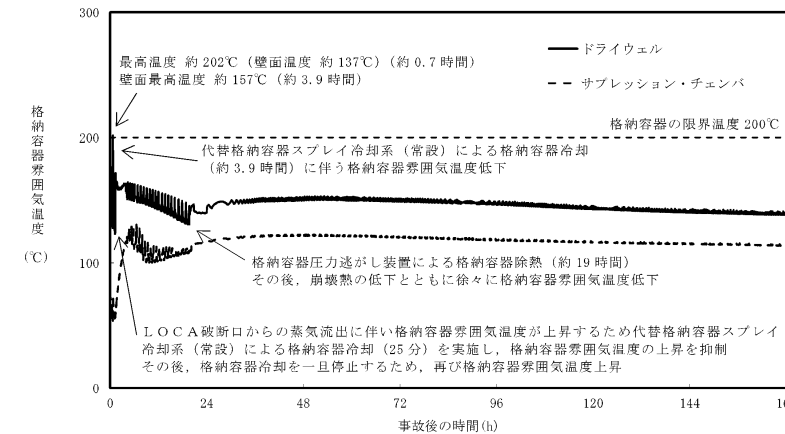
第 3. 1. 3. 10 図 格納容器圧力の推移



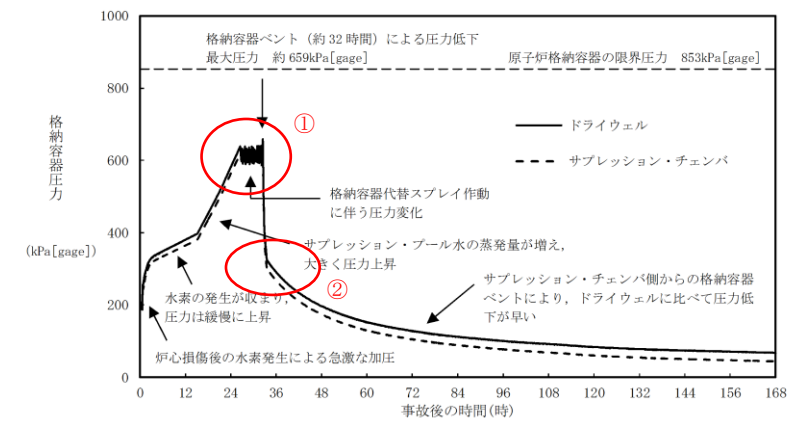
第 3. 1. 3. 11 図 格納容器気相部温度の推移



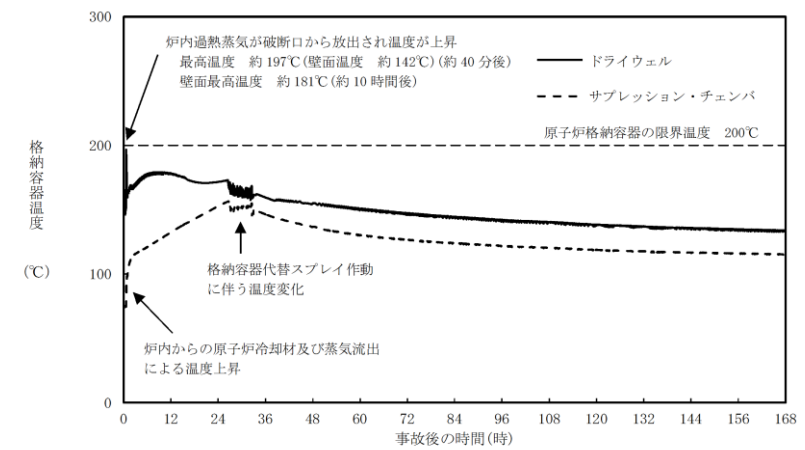
第 3. 1. 3-10 図 格納容器圧力の推移



第 3. 1. 3-11 図 格納容器気相部温度の推移



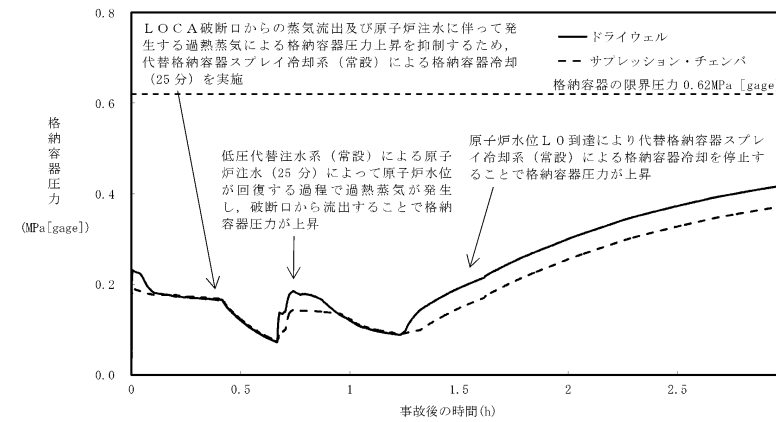
第 3. 1. 3. 2-1(5) 図 格納容器圧力の推移



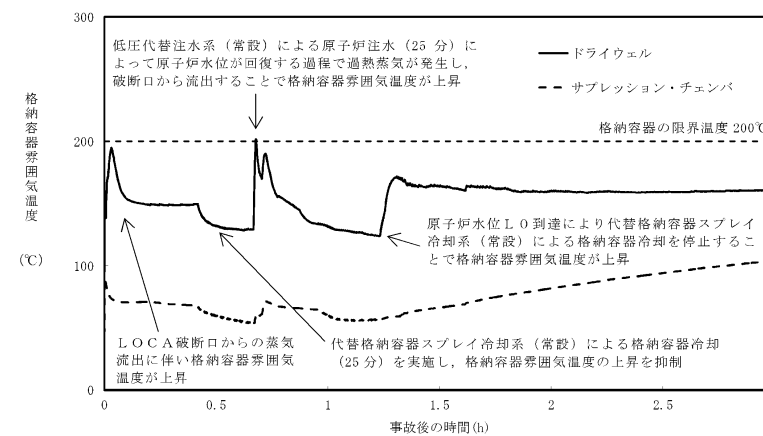
第 3. 1. 3. 2-1(6) 図 格納容器温度の推移

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は, 格納容器圧力を 588kPa[gage] ~ 640kPa[gage] に制御する挙動であり, 柏崎 6/7 では原子炉注水と格納容器スプレイを実施することによる差異。
【東海第二】
 ②島根 2号炉は, 格納容器ベント実施後, 格納容器圧力が低下するが, 東海第二では, 格納容器ベント開始時点において, 発生蒸気量と排気蒸気量の関係により一時的に圧力が上昇する。

【柏崎 6/7, 東海第二】
 格納容器圧力挙動と同様の理由によって格納容器温度にも差異が生じる。



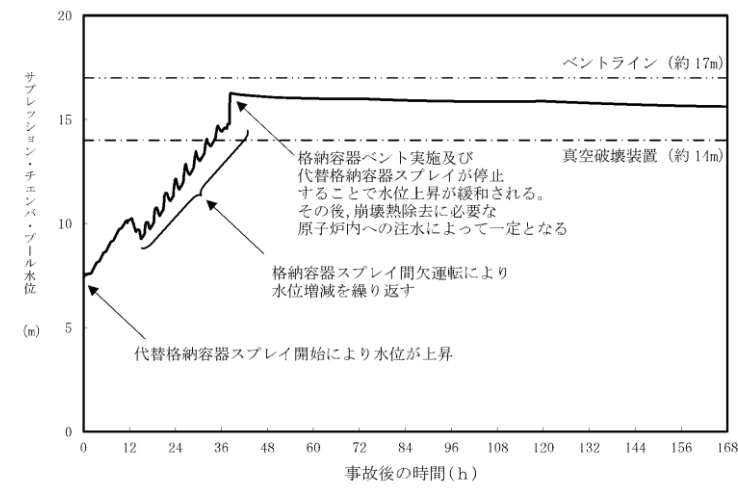
第 3.1.3-12 図 格納容器圧力の推移（～3 時間）



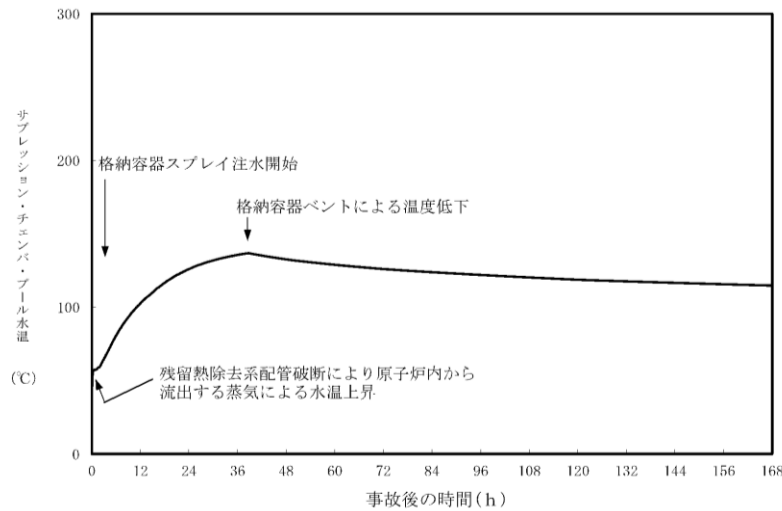
第 3.1.3-13 図 格納容器雰囲気温度の推移（～3 時間）

・記載方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、格納容器圧力の短時間グラフは記載していない。

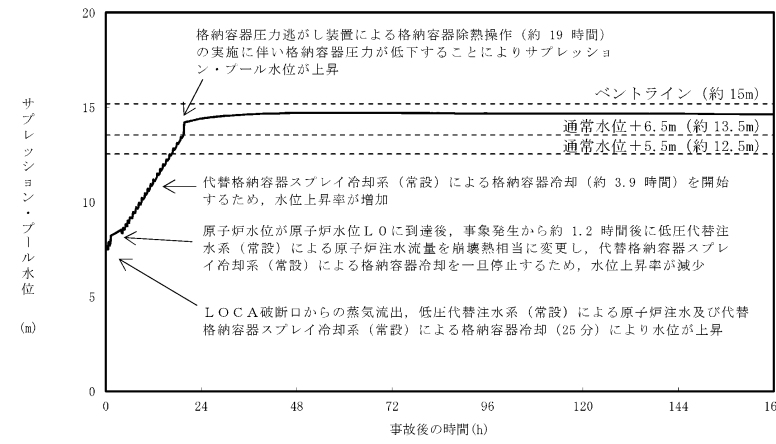
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、格納容器温度の短時間グラフは記載していない。



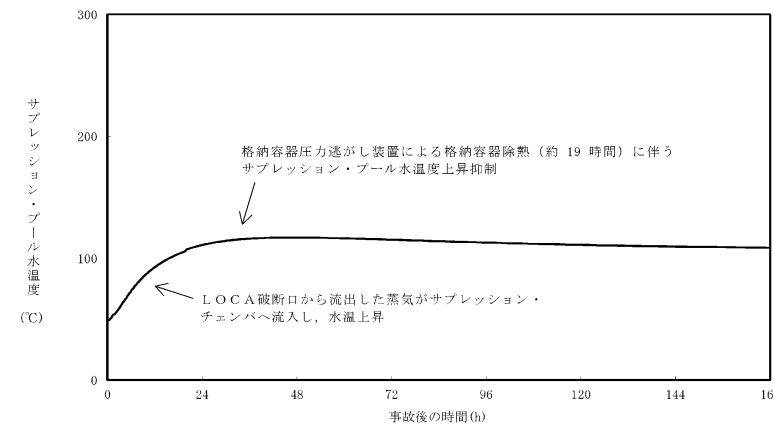
第3.1.3.12図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



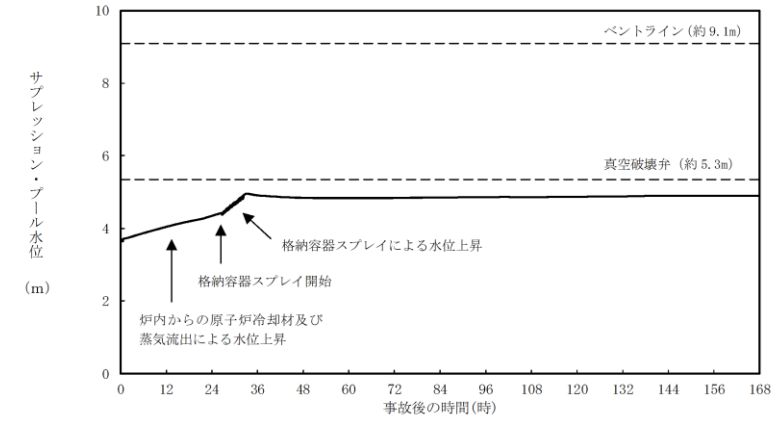
第3.1.3.13図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



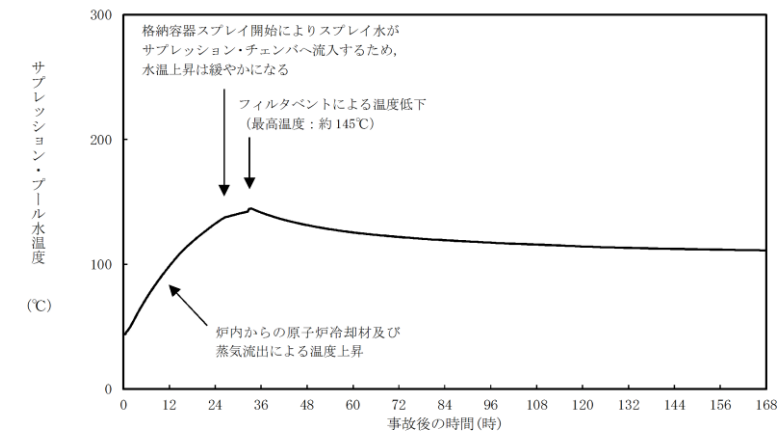
第3.1.3-14図 サプレッション・プール水位の推移



第3.1.3-15図 サプレッション・プール水温度の推移



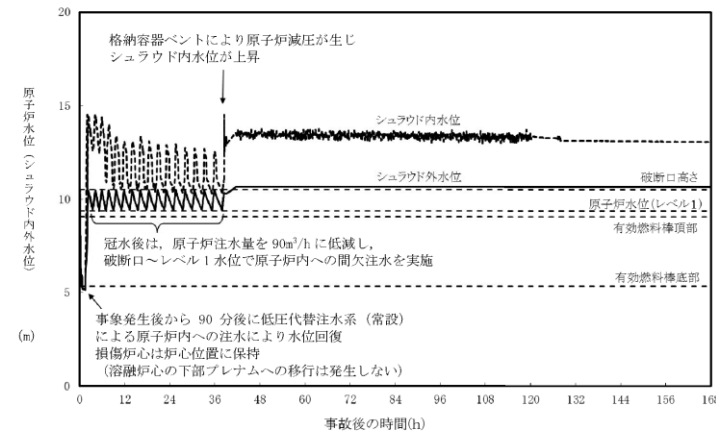
第3.1.3.2-1(7)図 サプレッション・プール水位の推移



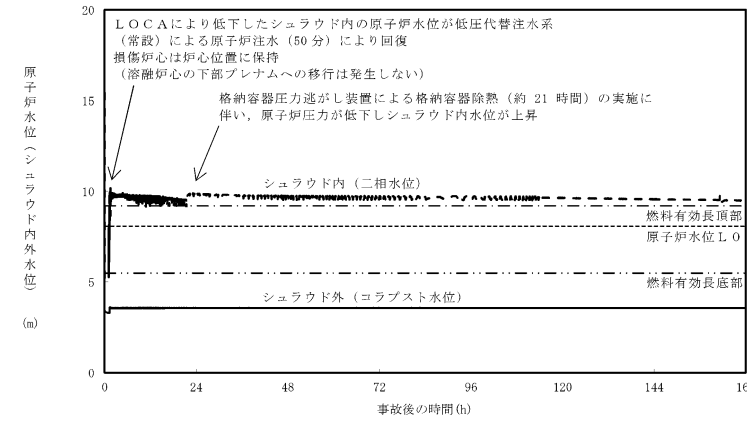
第3.1.3.2-1(8)図 サプレッション・プール水温度の推移

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

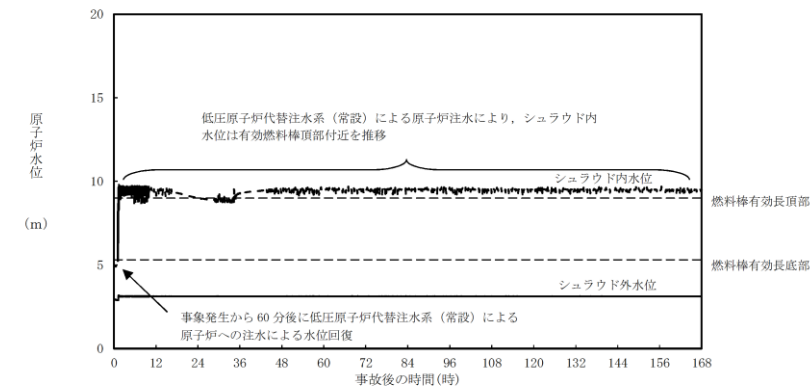
【東海第二】
③東海第二では、格納容器ベント後(19時間後)に一時的な圧力上昇を伴うため、その挙動に応じた飽和温度の推移となっている。



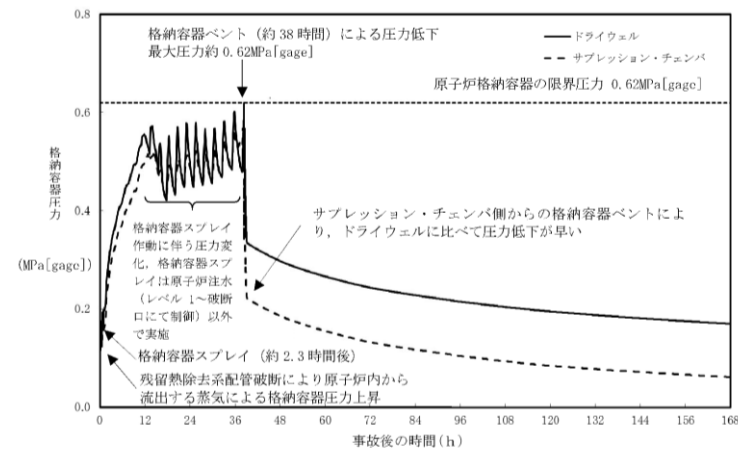
第 3. 1. 3. 14 図 操作開始時間 20 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移



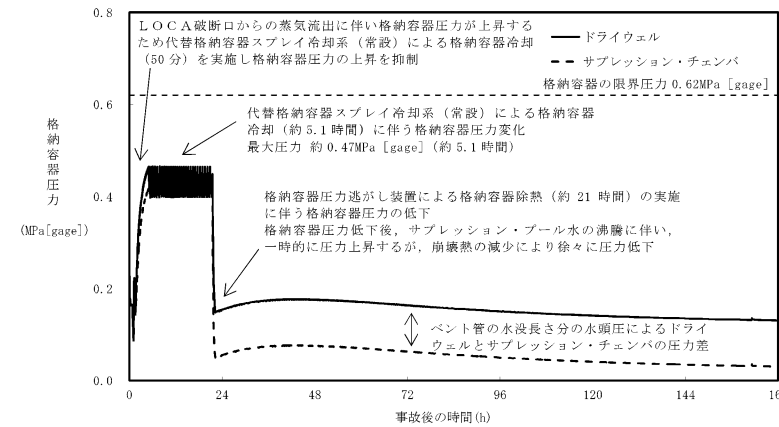
第 3. 1. 3-16 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移



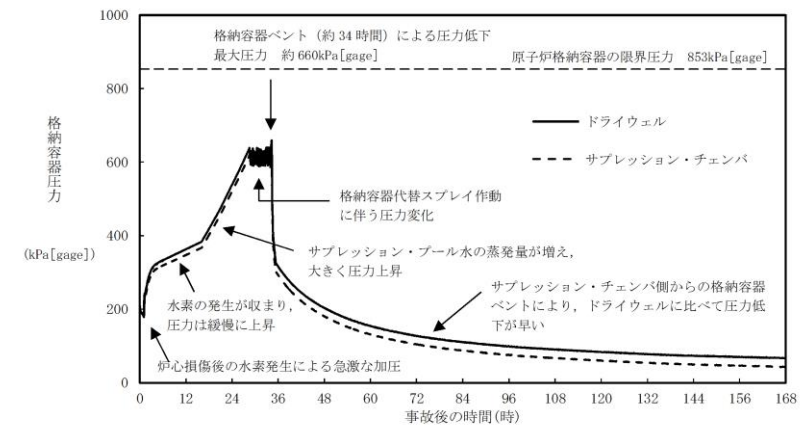
第 3. 1. 3. 3-1(1) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移



第 3. 1. 3. 15 図 操作開始時間 20 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移



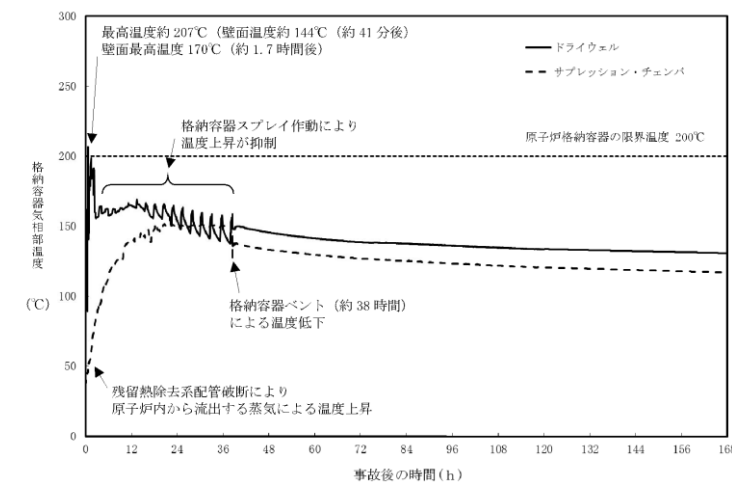
第 3. 1. 3-17 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の格納容器圧力の推移



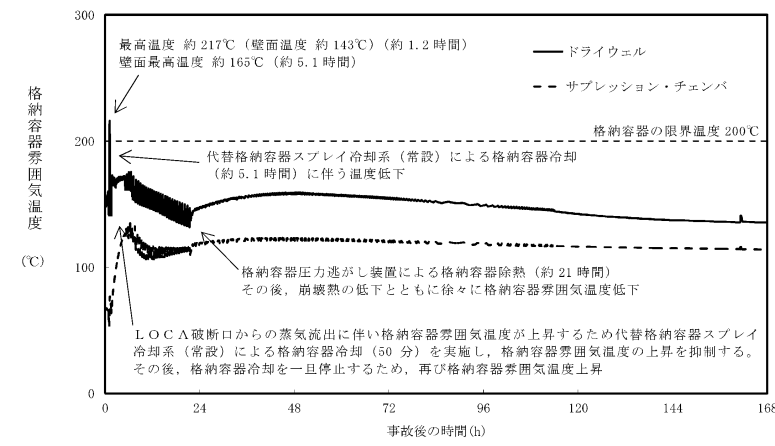
第 3. 1. 3. 3-1(2) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

(・ベースケースと同様の差異)

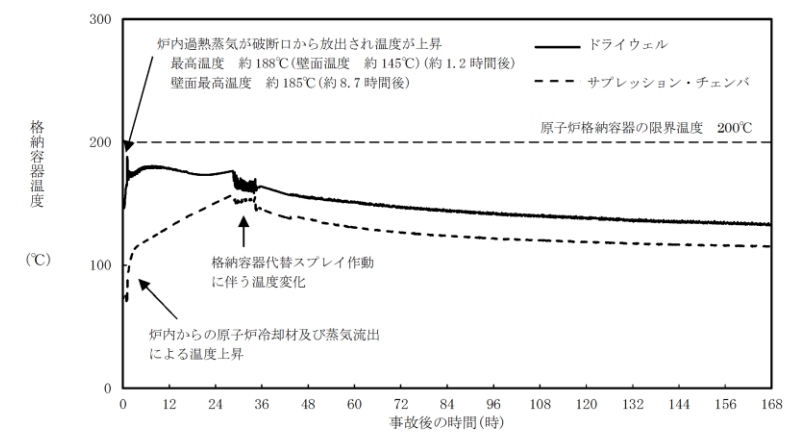
(・ベースケースと同様の差異)



第 3. 1. 3. 16 図 操作開始時間 20 分遅れのケースにおける格納容器気相部温度の推移



第 3. 1. 3-18 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の格納容器気相部温度の推移



第 3. 1. 3. 3-1(3) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

(・ベースケースと同様の差異)

第3.1.3.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用しない場合) (2/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	計装設備
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	格納容器温度が190℃に到達した場合、推定手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。 推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライオン-Imを超えないように格納容器スプレイを停止する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水流量 (NIR B系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が0.62MPa [gage]に達した場合、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。	格納容器圧力逃がし装置	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 ③ ① 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用できない場合) (2/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに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	早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。 緊急用母線の受電を確認後、代替格納容器冷却を実施する。 冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	緊急用M/C電圧
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	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開始した後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 可搬型設備用軽油タンク	ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ・プール圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	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開始した後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	可搬型代替注水系水中型ポンプ タンクローリ	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 代替淡水貯槽水位 ドライウエル雰囲気温度

① * 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第3.1.3.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	計装設備
炉心損傷確認	大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	所内常設蓄電式直交流電源設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（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後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水タンク	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水タンク水位 ドライウエル温度 (SA)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	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ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)

① 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
□：有効性評価上考慮しない操作

第3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(代替循環冷却系を使用できない場合) (3/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すべし、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、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、格納容器下部注水系（常設）によるペダスタル（ドライウエル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.465MPa [gauge] に到達した場合、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。 以降、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）の運転により格納容器圧力を 0.400MPa [gauge] から 0.465MPa [gauge] の範囲で制御する。 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位置を超えないように格納容器スプレィを停止する。 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、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯蔵タンク 軽油貯蔵タンク	-	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレィ流量（常設ライン用） 代替淡水貯蔵水位 サブプレッション・プール水位
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	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、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置	-	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水位 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

第3.1.3.1-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
格納容器代替スプレィ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約190℃超過を確認した場合又は格納容器圧力が640kPa [gauge] 到達を確認した場合、格納容器代替スプレィ系（可搬型）により原子炉格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力が588kPa [gauge] まで低下した場合、又はサブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m に到達した場合は、格納容器代替スプレィ系（可搬型）による格納容器スプレィを停止する。	ガスタービン発電機用軽油タンク	大量送水車 タンクローリ	ドライウエル温度 (SA) ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) 格納容器代替スプレィ流量 サブプレッション・プール水位 (SA)
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m に到達した場合、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器フィルタベント系	-	ドライウエル圧力 (SA) サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) サブプレッション・プール水位 (SA) スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

① 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
有効性評価上考慮しない操作

・運用の相違
【東海第二】
③島根2号炉は、格納容器ベントに伴い変動が想定されるスクラバ容器水位を監視対象としている。

第3.1.3.2表 主要解析条件 (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) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解折コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下 端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限值として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

第3.1.3-2表 主要解析条件 (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できない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解折コード	MAAP	-
原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター スカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,100m ³ 液相部: 3,300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置作動差圧	3.45kPa (ドライウエル-サブプレ ッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定
サブプレッション・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限值として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス希薄装置の設計温度)として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ベデスタル (ドライウエル部) の プール水	考慮しない	ベデスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ベデスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解折コード	MAAP	-
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ⁴ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包摂されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しかったため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包摂されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブ プレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限值として設定
格納容器圧力	5.0kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	夏期の水温の上限値及び冬季の外気温度を踏まえて設定

備考

- ・解析条件の相違
- 【東海第二】
- ①条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、平行炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして10%の保守性を考慮。
- ②島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)及びサブプレッション・プール水位の解析条件を通常運転水位で設定。東海第二では圧力抑制効果を厳しくする観点で、通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値を設定。
- ③島根2号炉においても、通常運転時の格納容器温度はドライウエル冷却系にて制御されており、条件設定の考え方としては同様。
- ④東海第二の固有条件設定。

第3.1.3.2表 主要解析条件 (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) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第3.1.3-2表 主要解析条件 (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できない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

⑤

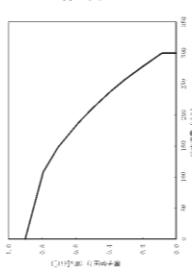
第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

⑤

・解析条件の相違
【東海第二】
⑤島根2号炉は、事象発生と同時にスクラムする解析条件としているが、東海第二では事象を厳しくする観点から原子炉水位低 (レベル3) でスクラムする解析条件としており、外部電源喪失に伴いスクラムする条件としていないことから記載している。

第3.1.3.2表 主要解析条件 (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) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	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, 設定
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 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間開操作 (流路面積 50%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定

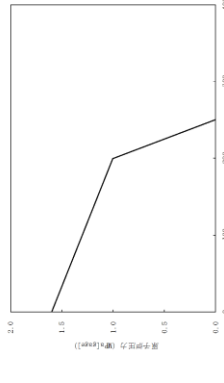
重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.3-2表 主要解析条件 (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できない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 230m ³ /h (一定) 原子炉水位 L.O 到達判断後: 崩壊熱による蒸発を補う注水量 (最大 50m ³ /h) に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 130m ³ /h (一定) 格納容器圧力制御: 130m ³ /h (一定)	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定 サブレーション・プール水位の上昇が早くなり, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として, 運転手順の流量調整範囲 (102m ³ /h~130m ³ /h) における上限を設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため, 初期条件としてベデスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮していないことから, 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) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作についても考慮しない
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.31MPa [gage] における排出流量 13.4kg/s に対して, 第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定 低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage] において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の設計値として設定
格納容器フィルタベント系	格納容器圧力 427kPa [gage] における最大排出流量 9.8kg/s に対して, 格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタベント系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【東海第二】
⑥島根2号炉は, 事象発生と同時にスクラムする解析条件としているが, 東海第二では事象を厳しくする観点から原子炉水位低 (レベル3) でスクラムする解析条件としている。
⑦島根2号炉は, 柏崎6/7と同様に注水特性に基づき原子炉注水の条件を設定しているため, 注水特性を記載している。
⑧東海第二固有の条件設定。

第3.1.3.2表 主要解析条件 (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) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	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	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	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	原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定
	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	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

第3.1.3-2表 主要解析条件 (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できない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに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	中央制御室における常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	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	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件は現場操作時間を考慮しても格納容器の限界圧力到達防止が可能な条件として設定

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
	格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】