

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>3. 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，運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故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，金属－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・温度が緩慢に上昇し，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及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替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破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。</p> <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，代替循環冷却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，代替循環冷却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。代替循環冷却系が使用できる場合には，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置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期</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>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，代替循環冷却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，代替循環冷却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。代替循環冷却系が使用できる場合には，格納容器圧力逃がし装置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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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」, 「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p> <p>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合 3.1.2.1 格納容器破損防止対策 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, 格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し, 初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系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に対応する対策の概略系統図を図 3.1.2.1 から図 3.1.2.4 に, 手順の概要を図 3.1.2.5 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操作手順の関係を表 3.1.2.1 に示す。</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, 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 30 名*である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は, 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 10 名*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, 代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 32 名である。必要な要員と作業項目について図 3.1.2.6 に示す。</p> <p>なお, 評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を評価事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 30 名で対処可能である。</p> <p><small>※有効性評価で考慮しない作業 (格納容器頂部注水) に必要な要員 4 名を含めると, 緊急時対策要</small></p>	<p>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>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合 3.1.2.1 格納容器破損防止対策 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, 初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また, 安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系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>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, 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, 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, 28 名で対処可能である。</p> <p>※1 有効性評価で考慮しない作業 (原子炉ウェル注水) に必要な要員 4</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>員（現場）が 14 名，合計が 34 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 運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失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。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は，平均出力領域モニタ等である。 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。 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，今回想定している破断面積や破断位置が異なる場合，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. 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 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。 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，代替原子炉補機冷却系，低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>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 γ 線線量率が設計基準事故相当の γ 線線量率の 10 倍を超えた場合とする。 炉心損傷を確認するために必要な計装設備は，格納容器内雰囲気放</p>	<p>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 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。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は，平均出力領域モニタ等である。 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。 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. 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 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。 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，代替原子炉補機冷却系及び低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>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 γ 線線量率が設計基準事故相当の γ 線線量率の 10 倍を超えた場合とする。 炉心損傷を確認するために必要な計装設備は，格納容器内雰囲気放</p>	<p>③（要員の運用変更） ⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>射線レベルである。</p> <p style="text-align: right;">(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>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度の状況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。</p> <p>d. 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</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉压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。</p> <p>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（原子炉压力容器）等である。</p> <p>なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、ドライウエル雰囲気温度計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、原子炉圧力及びドライウエル雰囲気温度である。</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、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、その差分を原子炉压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。</p>	<p>射線レベルである。</p> <p style="text-align: right;">(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>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素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、格納容器内水素濃度(SA)である。</p> <p>e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉压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。</p> <p>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。</p> <p>なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、ドライウエル雰囲気温度計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、原子炉圧力及びドライウエル雰囲気温度である。</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、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、その差分を原子炉压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。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（計器名称の変更）</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却</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が徐々に上昇する。原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、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による原子炉格納容器冷却を実施する。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、ドライウエル雰囲気温度計を用いて格納容器気相部温度が約 190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力計を用いて格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達を確認した場合、代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系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、格納容器内圧力及び復水補給水流量（原子炉格納容器）である。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ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。</p> <p>炉心を冠水維持できる範囲（原子炉水位低（レベル1）から破断口ノズル高さ）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、原子炉注水と代替格納容器スプレイの切替えを繰り返し行う。</p>	<p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却</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。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。</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、格納容器内圧力、復水補給水流量（RHR B系代替注水流量）等である。</p> <p>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。</p> <p>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えを繰り返し行う。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（計器名称の変更）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>
<p>f. 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱</p> <p>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ノズル高さまで水位回復後、代替格納容器スプレイに切替え、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。</p> <p>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。</p> <p>代替循環冷却系の運転準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ</p>	<p>g. 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>代替循環冷却系の運転準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(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。代替循環冷却系の循環流量は, 原子炉注水と格納容器スプレイに復水補給水系流量計 (原子炉圧力容器) 及び復水補給水系流量計 (原子炉格納容器) を用いて, 原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により流量分配し, それぞれ連続注水及び連続スプレイする。</p> <p>代替循環冷却系の運転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 (原子炉圧力容器) であり, 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 (原子炉格納容器), 格納容器内圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p>	<p>(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。代替循環冷却系の循環流量は, 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) を用いて, 原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から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, 復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 等であり, 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, 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>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, 格納容器内酸素濃度等である。</p>	<p>② (計器名称の変更) ⑤</p> <p>② (計器名称の変更) ⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>
<p>3.1.2.2 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 に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く, 格納容器圧力, 温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする, 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 原子炉圧力容器における ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む), 炉心損傷後の原子炉圧力容器内 FP 挙動並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達, スプレイ冷却, サプレッション・プール冷却, 炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p>	<p>3.1.2.2 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 に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く, 格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする, 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離 (水位変化)・対向流, 原子炉圧力容器における ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む), 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション, 構造材との熱伝達, 原子炉圧力容器内 FP 挙動, 原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, サプレッション・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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内、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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、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 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表 3.1.2.2 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) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、残留熱除去系の吸込配管とする。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源を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。</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</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 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内及び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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、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 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 (a) 起回事象 起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、残留熱除去系の吸込配管とする。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに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 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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る。なお、解析コード MAAP 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</p> <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。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、代替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 格納容器圧力及び温度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、代替格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉注水 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おいて、90m³/h で原子炉注水を行う。</p> <p>(e) 代替循環冷却系 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するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生70分後から開始する。</p> <p>(b)</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、破</p>	<p>のとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、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。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）による原子炉格納容器冷却 格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、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。</p> <p>(d) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉注水 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。</p> <p>(e) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱 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、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生70分後から開始する。なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>断口まで水位回復後, 格納容器温度が約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。</p> <p>(d) 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運転操作は事象発生20時間後から開始する。</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て, 最高 50,000 時間とする。</p> <p>(b) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては, 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>※ 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 MAAP 解析の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <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プレッション・チェンバ・プールでのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 原子炉格納容器からの漏えい量は, 格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</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, 原子炉建屋の換気空調系停止時における原子炉建屋から大気中への漏えい率を 10%/日 (一定) とした。</p>	<p>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。</p> <p>(c) 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。</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) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては, 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で, 原子炉格納容器内に放出^{*2}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>(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) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 原子炉格納容器からの漏えい量は, 格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</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 0.5 回/日相当を考慮する。</p> <p>非常用ガス処理系は, 事象発生 30 分後から, 常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し, 起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③ (R/B換気率の見直し)</p> <p>⑤</p> <p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず, また, 原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(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), 注水流量, 原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図3.1.2.7から図3.1.2.9に, 燃料最高温度の推移を図3.1.2.10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図3.1.2.11から図3.1.2.14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。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 (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約 2,500K (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電源供給を開始し, 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, 代替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>事象発生から約 22.5 時間経過した時点で, 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。 (添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)</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 3.1.2.5, 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。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, 格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>事象発生から約 22.5 時間経過した時点で, 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。 (添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、図 3.1.2.11 に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系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、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.60MPa[gage]となり、限界圧力 0.62MPa[gage]を超えることはない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象開始約 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及び酸素は、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下*であるため、その影響は無視しうる程度である。</p> <p>※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 $8 \times 10^5 \text{mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約 $8 \times 10^3 \text{mol}$ 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及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視しうる程度と考えられる。</p> <p>格納容器温度は、図 3.1.2.12 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し、代替格納容器スプレイ冷却系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）の最大値は約 165℃となり、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気相部温度は約 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、限界温度 200℃を超えない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>図 3.1.2.7 に示すとおり、低压代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、図 3.1.2.11 及び</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第 3.1.2.11 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、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、圧力上昇は抑制される。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。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**であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <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: right;">(添付資料 3.1.2.1)</p> <p>第 3.1.2.7 図に示すとおり、低压代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2.11 図及</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.1.2.12 に示すとおり, 約 22.5 時間後に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。事象を通じて限界圧力に到達せず, 格納容器圧力逃がし装置及び代替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>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(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, 金属-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, 可燃性ガスである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>(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漏えい量は制限され, また, 大気中へは殆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し除去されると考えられるためである。仮に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定すると, 漏えい量は約 0.016TBq (7 日間) となる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.5)</p>	<p>図 3.1.2.12 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>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>(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>(添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (PCV貫通部のDFの見直し及びR/B換気率の見直しに伴う評価の見直し)</p> <p>⑤</p> <p>③ (長期的なCs-137放出の影響確認のため7日間以降のCs-137放出量評価を追加実施)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<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>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））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蒸気、金属-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。</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>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心熔融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、非常炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等のパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析</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）」（代替循環冷却系を使用する場合）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、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、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。</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>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すこと、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は SAFER コードと同等であることが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（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操作ではないことから、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が確認されているが、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ため、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、その差異は小さいため、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に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.6)</p>	<p>度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析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）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）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして, 炉心ヒートアップに関するモデルは, TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析 (ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析) では, 格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されており, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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 SAFER コードとの比較においては, 短期的な挙動は緩慢な挙動とはなるが, 模</p>	<p>いことを確認している。本評価事故シーケンスでは, リロケーションを起点に操作開始する運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして, 核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では, 燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが, 小規模体系の模擬性が原因と推測され, 実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>擬できており, また, 長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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が確認されているが, 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ため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 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いるため, 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 3.1.2.6)</p>	<p>結果の方が保守的であり, 注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達の不確かさとして, 格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度, 格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体系に起因するものと考えられ, 実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし, 全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており, その差異は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして, 熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また, 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔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。</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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<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, 表 3.1.2.2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られられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件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, 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, 操作手順(原子炉水位が破断口高さ到達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)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, 格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが, 事象進展に与える影響は小さく, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 本解析条件の不確かさと</p>	<p>確認している。本評価事故シナリオでは, 代替循環冷却系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>(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 3.1.2.2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られられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが, 操作手順(原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は, 解析条件の不確かさとして, Excessive LOCAを考慮した場合, 原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさと</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤ (起回事象の不確かさの影響評価としてExcessive LOCAを考慮した感度解析の追加実施)</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>して、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなる可能性がある。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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、本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、格納容器の圧力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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、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ため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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、格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが、事象進展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>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>機器条件の代替循環冷却系は、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。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、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>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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、第3.1.2.15図及び第</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（起因事象の不確かさの影響評価としてExcessive LOCAを考慮した感度解析の追加実施）</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、本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可能性があるが、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>機器条件の代替循環冷却系は、本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、格納容器の圧力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。 (添付資料3.1.2.6)</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>3.1.2.16図に示すとおり、格納容器圧力は0.62MPa[gage]を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の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。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、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。 (添付資料3.1.2.7, 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」、「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>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<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、実態の運転操作は、認知に10分間、移動に10分間、操作所要時間に50分間の合計70分間であり、解析上の受電完了時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため、受電操作の影響を受けるが、実態の操作時間は、解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系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破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は破断口まで水位回復前に既に格納容器温度は約190℃を超えており、実態の操作も解析上も原子炉水位が破断口高さ到達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替えることとしており、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。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。また、代替格納容器スプレイへの切替後、原子炉水位が低下し原子炉水位低（レベル1）に到達した場合、低圧代替注水系（常設）へ切替を行う。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。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>(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。なお、有効性評価では2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃超過を確認した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。代替格納容器スプレイへの切り替え後、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</p>	<p>②（常設代替交流電源設備の遠隔起動化）</p> <p>④（操作手順の見直し）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20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り、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる。</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、解析上の操作開始時間として事象発生から20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、余裕時間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。また、本操作の操作開始時間は、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を早める。</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>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、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。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷</p>	<p>も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20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。</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、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。また、本操作の操作開始時間は、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。</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>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(70分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。また、原子炉注水操作は、代替格納容器スプレイとの切替え操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>却操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は破断口まで水位回復後, 格納容器温度約190℃到達後となり, 実態の操作開始時間は解析上の想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。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 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から早まる可能性があり, この場合, 格納容器圧力及び温度等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。</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, 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, この場合, 格納容器圧力及び温度等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。 (添付資料3.1.2.6)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>図3.1.3.14から図3.1.3.16に示すとおり, 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, 事象発生から90分後(操作開始時間の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)による原子炉注水を開始できれば, 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り, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系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(操作開始時間の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時間後であることから, 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ため, 時間余裕がある。</p>	<p>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ない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 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り, 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。</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, 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。 (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)による原子炉注水を開始できれば, 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>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作については, 事象発生から90分後(操作開始時間20分程度の遅れ)に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始した場合の解析では, 格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であるため, 現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を確保できることから, 時間余裕がある。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>操作条件の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、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から約22.5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事態になった場合でも、格納容器限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行うこととなる。代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイは、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・プール水位の上昇を考慮しても、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。格納容器限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、事象発生約38時間であり、約15時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料3.1.2.6, 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。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>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、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生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30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。なお、有効性評価で考慮しない作業（格納容器頂部注水）に必要な</p>	<p>操作条件の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。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。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、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・プール水位の上昇を考慮しても、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。原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、事象発生から約38時間あり、約15時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <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>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、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。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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更） ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>な要員を4名含めた場合でも対処可能である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 32 名であり、発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）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による代替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、号炉あたり約2,830m³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5,660m³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防火水槽に移送し、防火水槽から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を行うことで、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。</p> <p>(添付資料 3.1.2.7)</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860kL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運転を想定して、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専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</p>	<p>4名含めた場合でも対処可能である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 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。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）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。</p> <p>(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。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。代替原子炉補機冷却系用の電源車については、</p>	<p>③（要員の運用変更）</p> <p>②（送水ラインの変更）</p> <p>③（水源評価における単位換算時の水温の条件変更）</p> <p>⑤</p> <p>③（燃費試験結果の反映）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

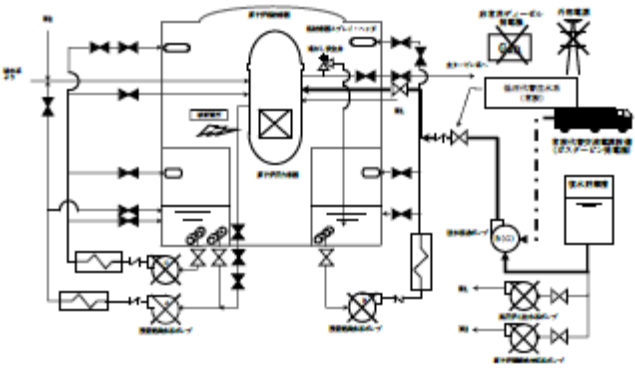
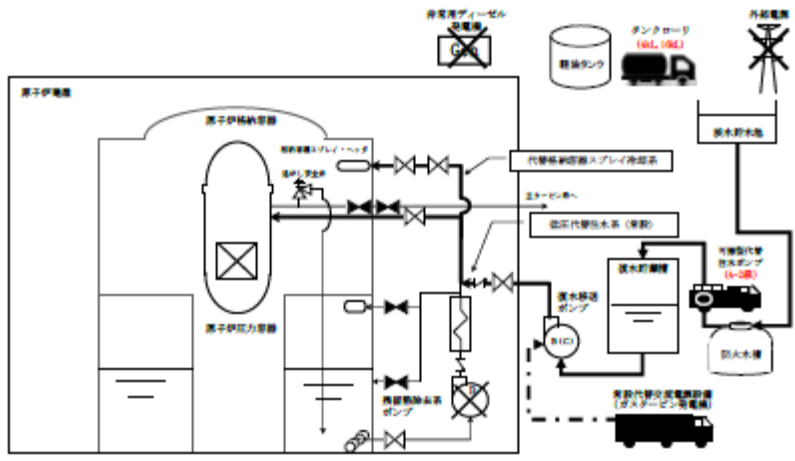
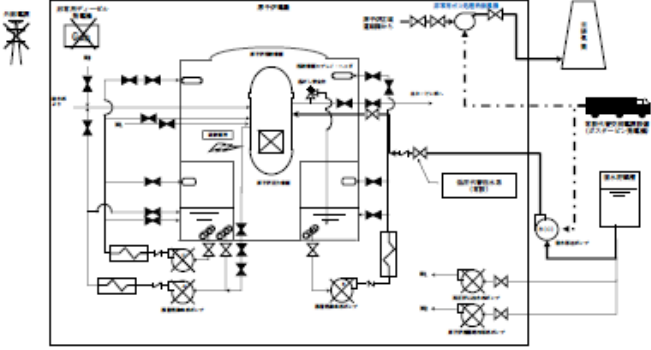
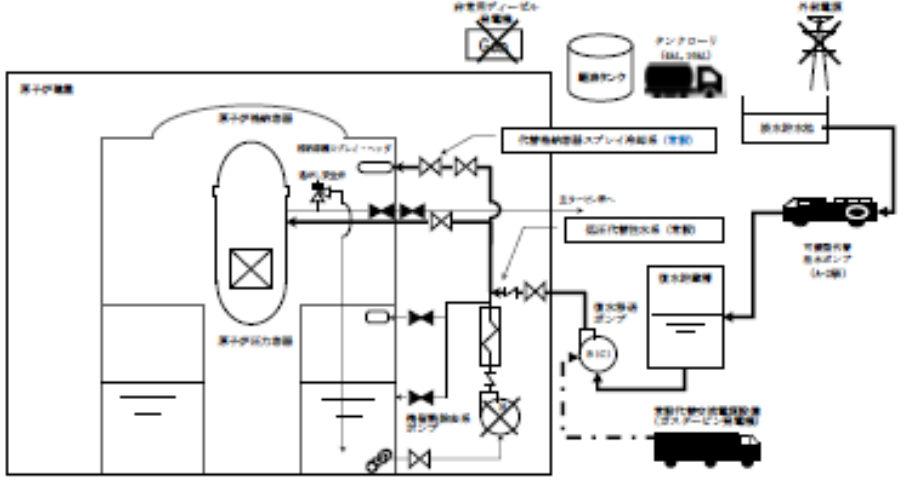
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・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79kLの軽油が必要となる。 (6号及び7号炉合計 約1,093kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク（約1,020kL）及びガスタービン発電機用燃料タンク（約200kL）にて合計約2,240kL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、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機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。 (添付資料 3.1.2.8)</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、重大事故対策等に必要となる負荷として、6号及び7号炉で約1,262kW（6号炉：約619kW 7号炉：約643kW）必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 (添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>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。5号炉原子炉建屋内緊急時対策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）及びガスタービン発電機用燃料タンク（約100kL）にて合計約2,140kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、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。 (添付資料 3.1.2.10)</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、重大事故対策等に必要となる負荷として、6号炉で約1,104kW、7号炉で約1,071kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 (添付資料 3.1.2.11)</p>	<p>②（免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映） ④（燃費修正）</p> <p>②（第二GTGの位置づけ変更に伴う反映） ②（免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（常設代替交流電源設備の負荷修正） ②（免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p>

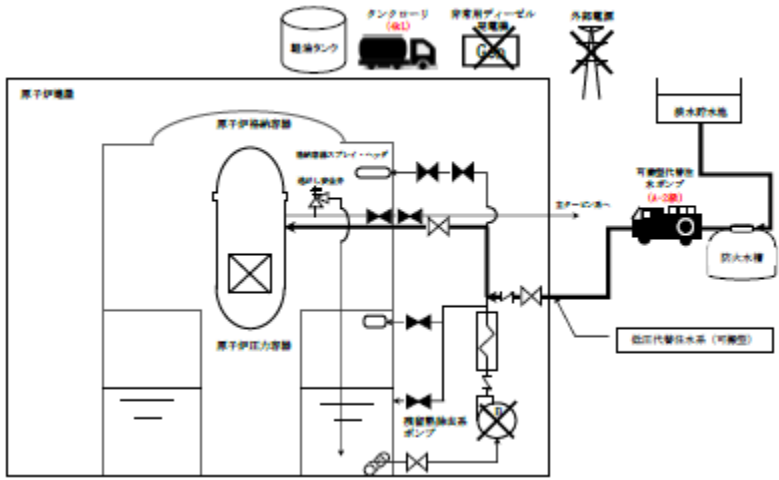
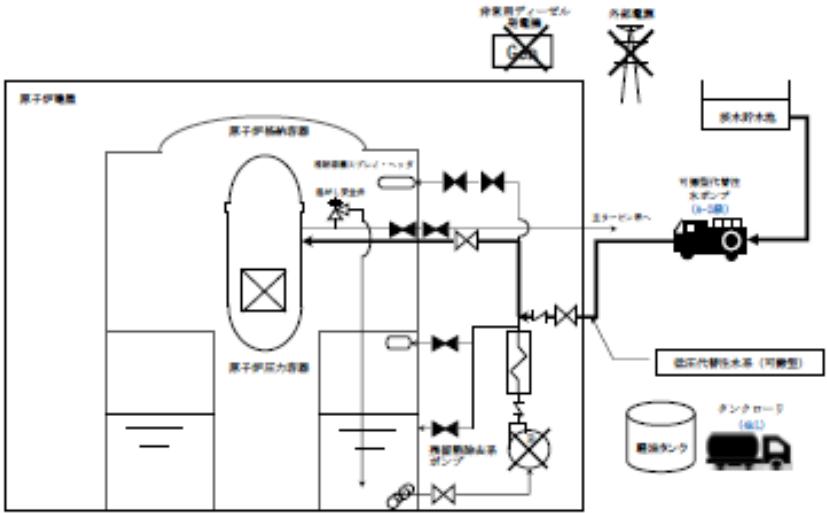
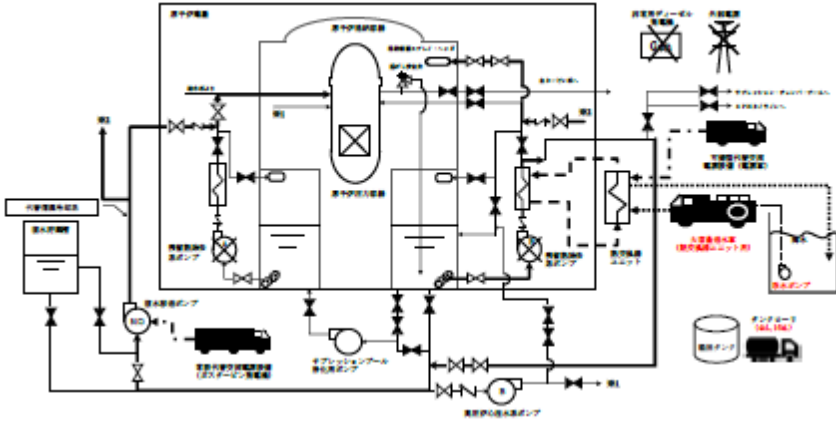
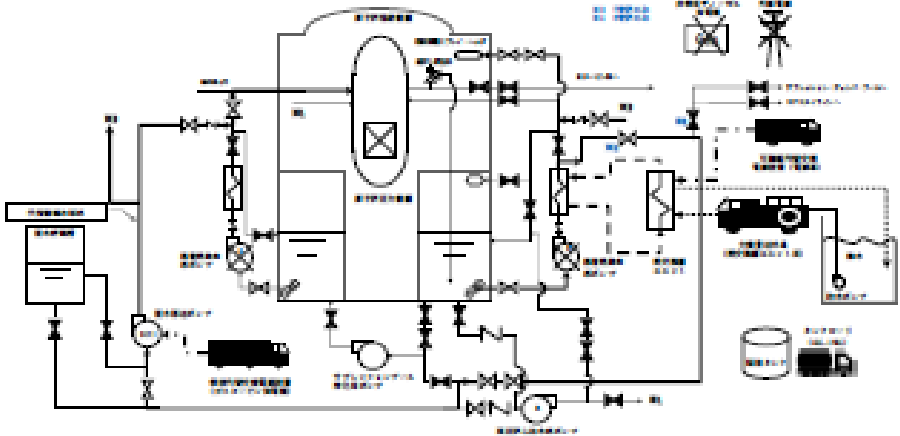
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>3.1.2.5 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，金属－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・温度が緩慢に上昇し，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては，初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段，安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について，代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却，代替循環冷却系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，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用せず，事象を通じて限界圧力に到達することはなく，金属－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。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，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，低圧代替注水系（常設）によ</p>	<p>3.1.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では，原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって，格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては，初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段，安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について，代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却，代替循環冷却系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，格納容器圧力逃がし装置を使用せず，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。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却，代替循環冷却系</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る原子炉注水, 代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却, 代替循環冷却系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>図 3.1.2.1 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)」時の使用系統概要(代替循環冷却系を使用する場合)(1/4)(原子炉注水)</p>  <p>※低圧代替注水系(常設)と代替格納容器スプレィ冷却系は, 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。</p> <p>図 3.1.2.2 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)」時の使用系統概要(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)</p>	<p>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>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)</p>  <p>※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。</p> <p>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)</p>	<p>⑤</p> <p>②(非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>②(送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 3.1.2.3 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）」時の使用系統概要（代替循環冷却系を使用する場合）(3/4) (原子炉注水)</p>	 <p>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）</p>	<p>②（送水ラインの変更） ⑤</p>
 <p>図 3.1.2.4 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）」時の使用系統概要（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)</p>	 <p>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)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

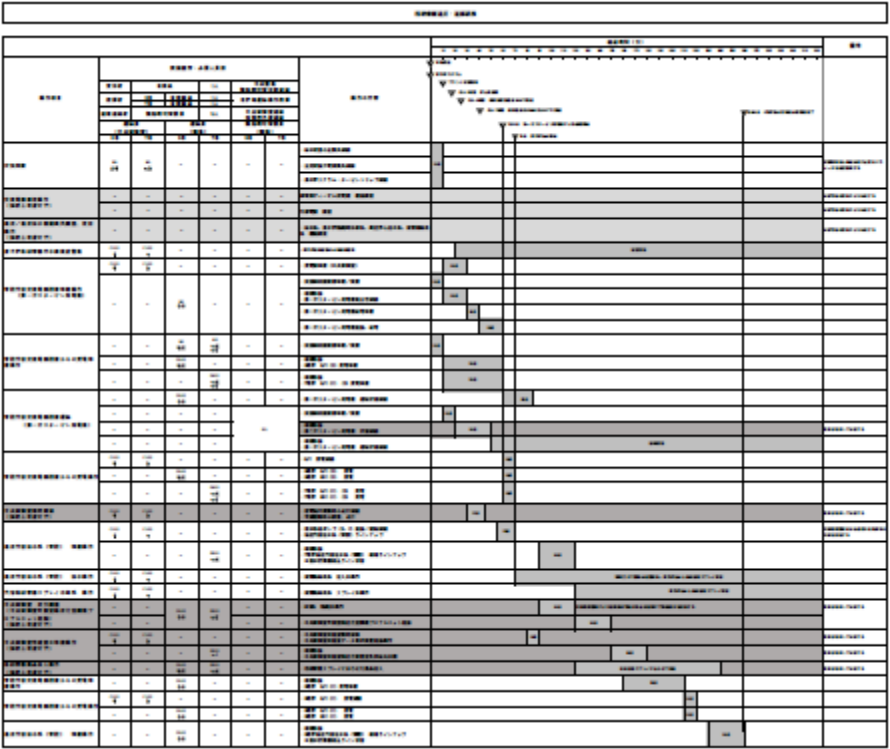
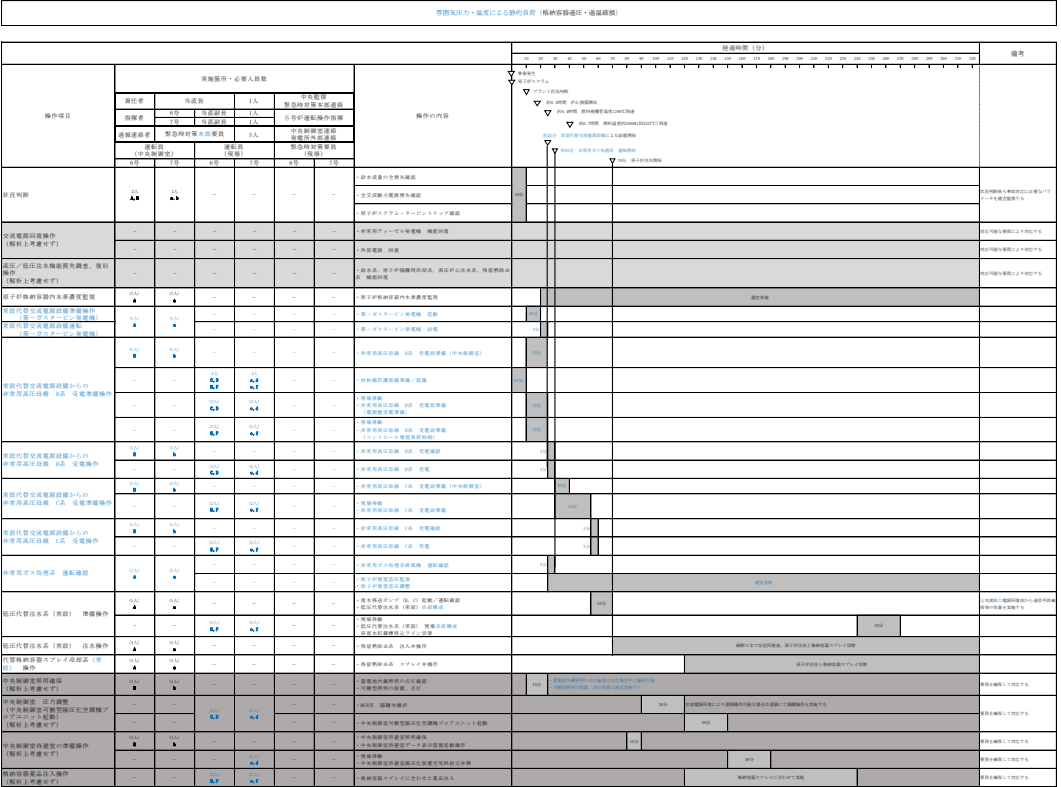
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.1.2.5 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）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）</p>	<p>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）</p>	<p>②（送水ラインの変更） ②（非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映） ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

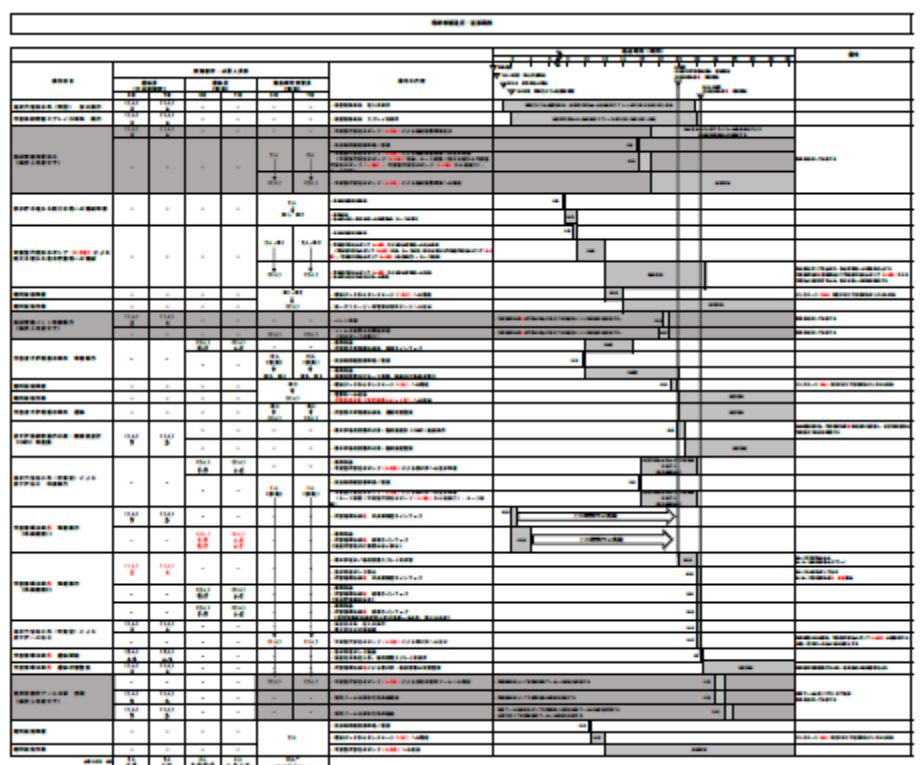
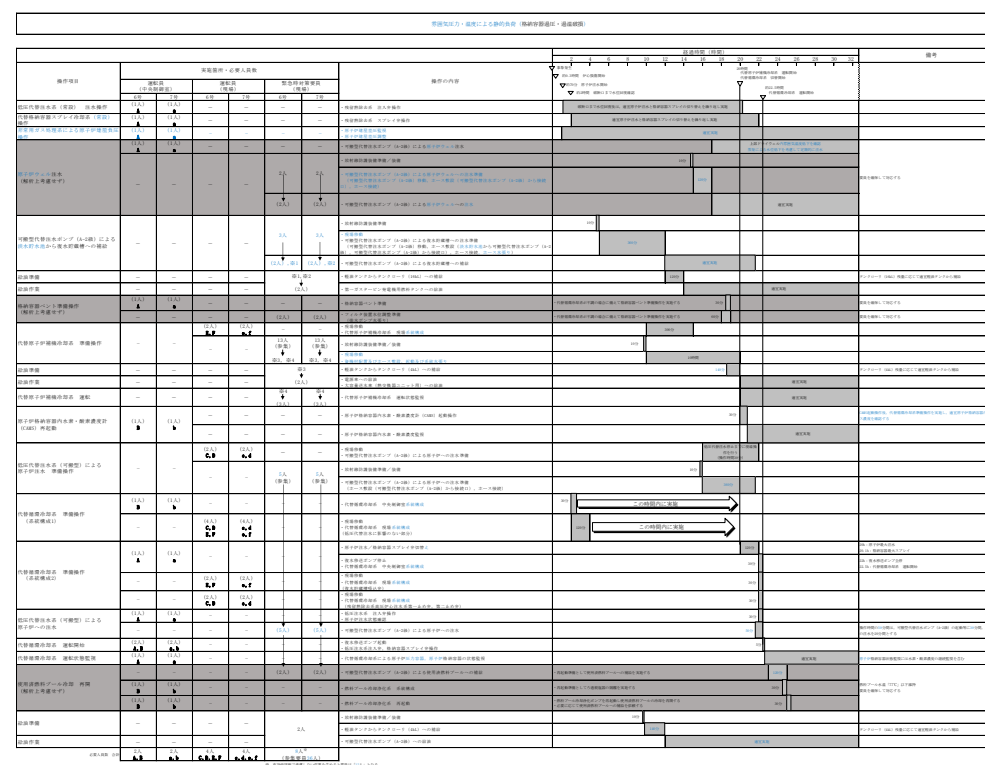
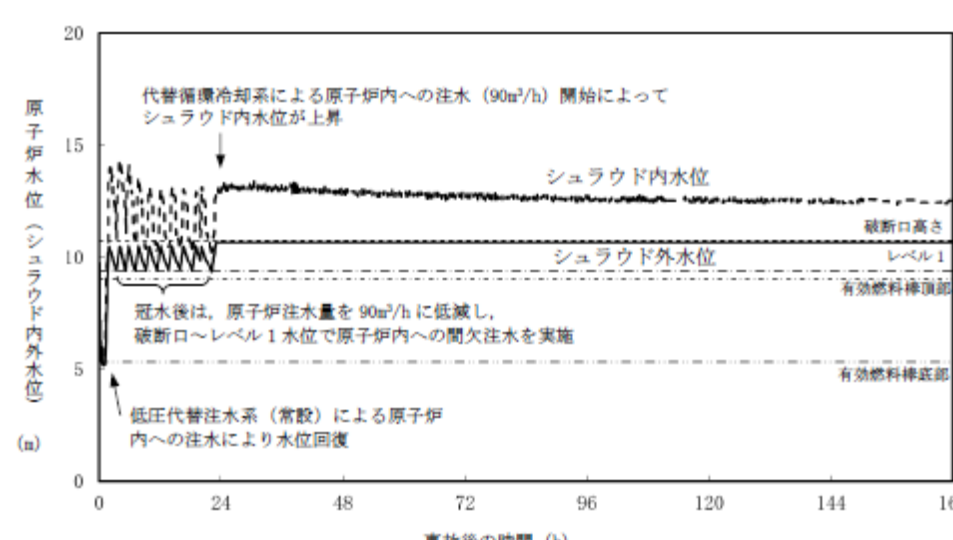
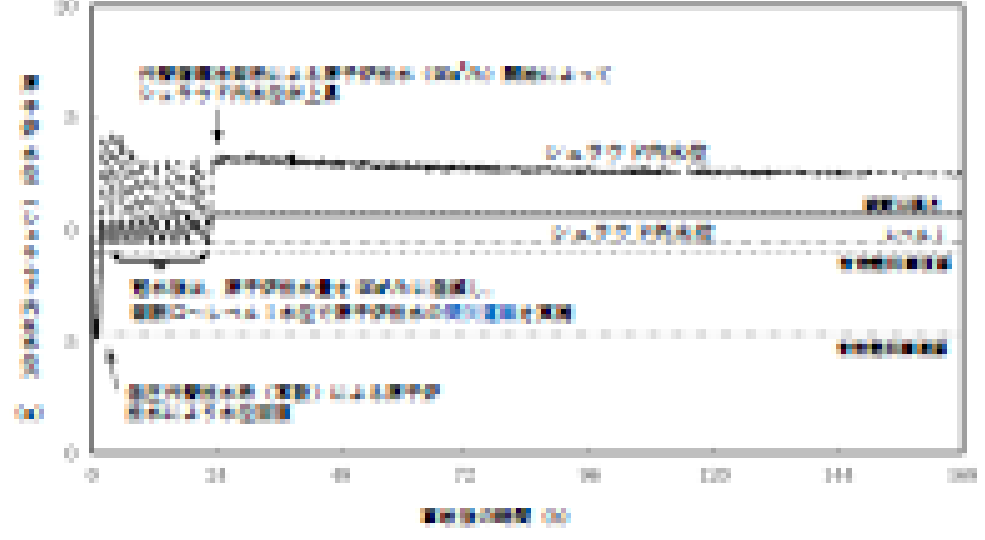
- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<ul style="list-style-type: none"> ② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正) ② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映) ⑤
<p>図 3.1.2.6 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）」時の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用する場合) (1/2)</p>	<p>第 3.1.2.6 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）」の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用する場合) (1/2)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)</p> <p>② (給油準備作業時間の見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 3.1.2.6 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)」時の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用する場合) (2/2)</p>  <p>図 3.1.2.7 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第 3.1.2.6 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)」時の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用する場合) (2/2)</p>  <p>第 3.1.2.7 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

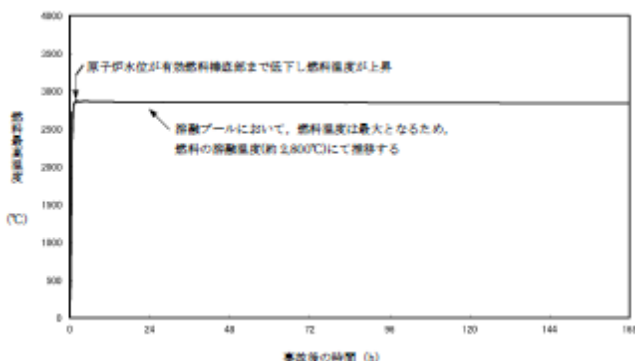
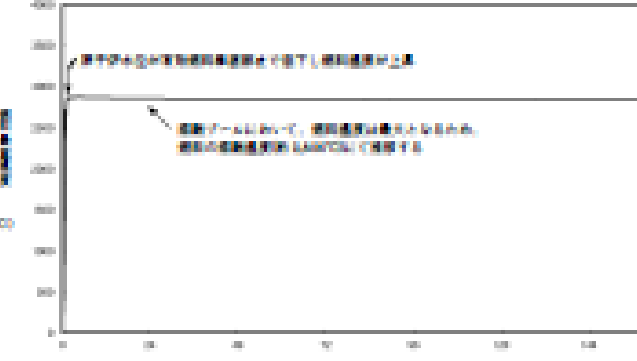
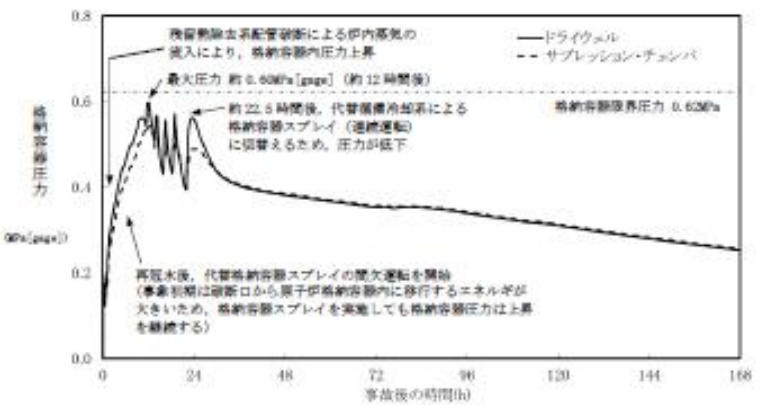
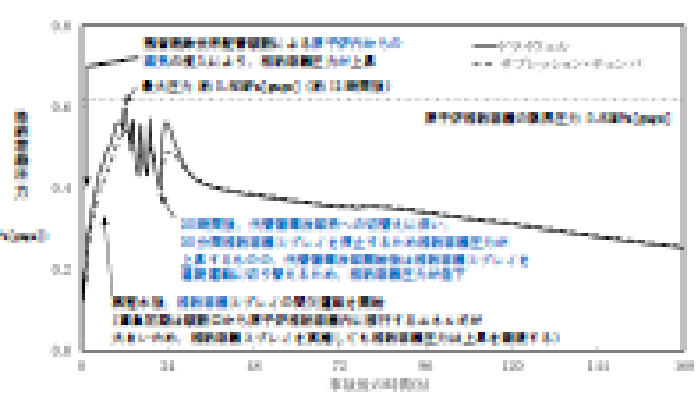
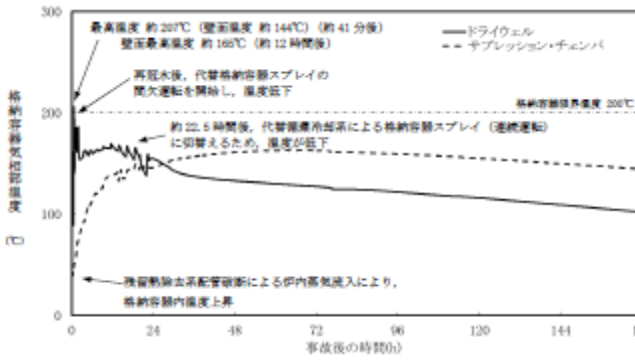
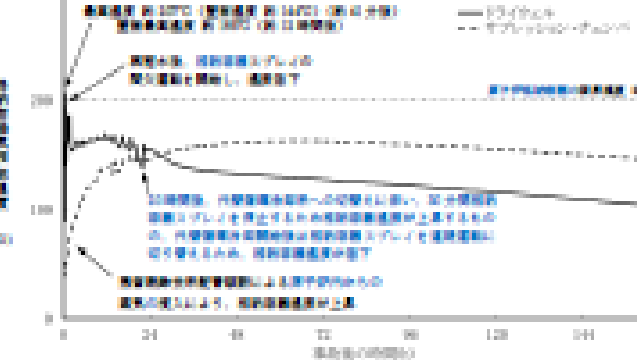
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.1.2.8 注水流量の推移</p>	<p>第 3.1.2.8 図 注水流量の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 3.1.2.9 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 3.1.2.9 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 3.1.2.10 燃料最高温度の推移</p>	 <p>第 3.1.2.10 図 燃料最高温度の推移</p>	⑤
 <p>図 3.1.2.11 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第 3.1.2.11 図 格納容器圧力の推移</p>	⑤
 <p>図 3.1.2.12 格納容器気相部温度の推移</p>	 <p>第 3.1.2.12 図 格納容器気相部温度の推移</p>	⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>
	<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)</p>	<p>③ (起因事象の不確かさの影響評価として Excessive LOCA を考慮した感度解析の追加実施)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																		
<p>表 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）時における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)</p> <table border="1" data-bbox="243 1129 1175 1606"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価と期待する事故防止効果</th> </tr> <tr> <th>実効数値</th> <th>可能実効数値</th> <th>計画数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉システム機能喪失</td> <td>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直電力電源喪失が顕著して原子炉がスタムしたことを確認する</td> <td>--</td> <td>--</td> <td>平均出力調整モード 起動調整モード</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系機能喪失</td> <td>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する</td> <td>--</td> <td>--</td> <td>【原子炉降圧時炉心冷却系】 【高圧炉心冷却系】 【代替炉心冷却系】</td> </tr> <tr> <td>全交直電力電源喪失及び一部の電源回復不能状態並びに安定運転</td> <td>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。これにより炉内減圧系統 (S.WV) の電源が使用不能となり、全交直電力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が完了し、非常用減圧系統 (S.WV) の電源回復が完了しない場合、一部の電源回復不可となる。これにより、実効代替交直電力電源、代替原子炉降圧冷却系、炉内代替炉心冷却系 (実効) の電源を開始する</td> <td>炉内電源式直交電力電源</td> <td>--</td> <td>--</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱状態</td> <td>大規模 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直電力電源が喪失するため、原子炉本体は過熱に陥り炉心が露出することにより炉心に腐食が生じ、燃料棒が溶融し、炉心冷却系が破損することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状態を確認する。</td> <td>--</td> <td>--</td> <td>格納容器内水素濃度制御レベル (D.W) 格納容器内水素濃度制御レベル (S.W) 格納容器内水素濃度 (GA)</td> </tr> <tr> <td>実効代替交直電力電源による交直電力供給及び炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却</td> <td>実効代替交直電力電源による交直電力供給、炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却を開始する。 ドライウェル蓄積水容量が原子炉圧力の飽和度を高めた場合水位不飽和と判断し、換熱器及び原子炉圧力から検定して把握する</td> <td>実効代替交直電力電源 炉内代替炉心冷却系 (実効) タンクローリー (S.W)</td> <td>--</td> <td>原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 炉内代替炉心冷却系 (高圧炉心冷却系) ドライウェル蓄積水容量</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対策の有効性評価 (設計基準状態)</p>	判断及び操作	操作	有効性評価と期待する事故防止効果			実効数値	可能実効数値	計画数値	原子炉システム機能喪失	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直電力電源喪失が顕著して原子炉がスタムしたことを確認する	--	--	平均出力調整モード 起動調整モード	非常用炉心冷却系機能喪失	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する	--	--	【原子炉降圧時炉心冷却系】 【高圧炉心冷却系】 【代替炉心冷却系】	全交直電力電源喪失及び一部の電源回復不能状態並びに安定運転	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。これにより炉内減圧系統 (S.WV) の電源が使用不能となり、全交直電力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が完了し、非常用減圧系統 (S.WV) の電源回復が完了しない場合、一部の電源回復不可となる。これにより、実効代替交直電力電源、代替原子炉降圧冷却系、炉内代替炉心冷却系 (実効) の電源を開始する	炉内電源式直交電力電源	--	--	炉心過熱状態	大規模 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直電力電源が喪失するため、原子炉本体は過熱に陥り炉心が露出することにより炉心に腐食が生じ、燃料棒が溶融し、炉心冷却系が破損することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状態を確認する。	--	--	格納容器内水素濃度制御レベル (D.W) 格納容器内水素濃度制御レベル (S.W) 格納容器内水素濃度 (GA)	実効代替交直電力電源による交直電力供給及び炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却	実効代替交直電力電源による交直電力供給、炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却を開始する。 ドライウェル蓄積水容量が原子炉圧力の飽和度を高めた場合水位不飽和と判断し、換熱器及び原子炉圧力から検定して把握する	実効代替交直電力電源 炉内代替炉心冷却系 (実効) タンクローリー (S.W)	--	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 炉内代替炉心冷却系 (高圧炉心冷却系) ドライウェル蓄積水容量	<p>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)</p> <p>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)</p> <table border="1" data-bbox="1299 1144 2202 1606"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価と期待する事故防止効果</th> </tr> <tr> <th>実効数値</th> <th>可能実効数値</th> <th>計画数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力停止</td> <td>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直電力電源喪失が顕著して原子炉がスタムしたことを確認する</td> <td>--</td> <td>--</td> <td>平均出力調整モード 起動調整モード</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系機能喪失</td> <td>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する</td> <td>--</td> <td>--</td> <td>【原子炉降圧時炉心冷却系】 【高圧炉心冷却系】 【代替炉心冷却系】</td> </tr> <tr> <td>全交直電力電源喪失及び一部の電源回復不能状態並びに安定運転</td> <td>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。これにより炉内減圧系統 (S.WV) の電源が使用不能となり、全交直電力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が完了し、非常用減圧系統 (S.WV) の電源回復が完了しない場合、一部の電源回復不可となる。これにより、実効代替交直電力電源、代替原子炉降圧冷却系、炉内代替炉心冷却系 (実効) の電源を開始する</td> <td>炉内電源式直交電力電源</td> <td>--</td> <td>--</td> </tr> <tr> <td>炉心過熱状態</td> <td>大規模 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直電力電源が喪失するため、原子炉本体は過熱に陥り炉心が露出することにより炉心に腐食が生じ、燃料棒が溶融し、炉心冷却系が破損することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状態を確認する。</td> <td>--</td> <td>--</td> <td>格納容器内水素濃度制御レベル (D.W) 格納容器内水素濃度制御レベル (S.W) 格納容器内水素濃度 (GA)</td> </tr> <tr> <td>実効代替交直電力電源による交直電力供給及び炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却</td> <td>実効代替交直電力電源による交直電力供給、炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却を開始する。 ドライウェル蓄積水容量が原子炉圧力の飽和度を高めた場合水位不飽和と判断し、換熱器及び原子炉圧力から検定して把握する</td> <td>実効代替交直電力電源 炉内代替炉心冷却系 (実効) タンクローリー (S.W)</td> <td>--</td> <td>原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 炉内代替炉心冷却系 (高圧炉心冷却系) ドライウェル蓄積水容量</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対策の有効性評価 (設計基準状態)</p>	判断及び操作	操作	有効性評価と期待する事故防止効果			実効数値	可能実効数値	計画数値	原子炉圧力停止	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直電力電源喪失が顕著して原子炉がスタムしたことを確認する	--	--	平均出力調整モード 起動調整モード	非常用炉心冷却系機能喪失	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する	--	--	【原子炉降圧時炉心冷却系】 【高圧炉心冷却系】 【代替炉心冷却系】	全交直電力電源喪失及び一部の電源回復不能状態並びに安定運転	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。これにより炉内減圧系統 (S.WV) の電源が使用不能となり、全交直電力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が完了し、非常用減圧系統 (S.WV) の電源回復が完了しない場合、一部の電源回復不可となる。これにより、実効代替交直電力電源、代替原子炉降圧冷却系、炉内代替炉心冷却系 (実効) の電源を開始する	炉内電源式直交電力電源	--	--	炉心過熱状態	大規模 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直電力電源が喪失するため、原子炉本体は過熱に陥り炉心が露出することにより炉心に腐食が生じ、燃料棒が溶融し、炉心冷却系が破損することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状態を確認する。	--	--	格納容器内水素濃度制御レベル (D.W) 格納容器内水素濃度制御レベル (S.W) 格納容器内水素濃度 (GA)	実効代替交直電力電源による交直電力供給及び炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却	実効代替交直電力電源による交直電力供給、炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却を開始する。 ドライウェル蓄積水容量が原子炉圧力の飽和度を高めた場合水位不飽和と判断し、換熱器及び原子炉圧力から検定して把握する	実効代替交直電力電源 炉内代替炉心冷却系 (実効) タンクローリー (S.W)	--	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 炉内代替炉心冷却系 (高圧炉心冷却系) ドライウェル蓄積水容量	<p>③ (起因事象の不確かさの影響評価としてExcessive LOCAを考慮した感度解析の追加実施)</p> <p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p>
判断及び操作			操作	有効性評価と期待する事故防止効果																																																																
	実効数値	可能実効数値		計画数値																																																																
原子炉システム機能喪失	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直電力電源喪失が顕著して原子炉がスタムしたことを確認する	--	--	平均出力調整モード 起動調整モード																																																																
非常用炉心冷却系機能喪失	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する	--	--	【原子炉降圧時炉心冷却系】 【高圧炉心冷却系】 【代替炉心冷却系】																																																																
全交直電力電源喪失及び一部の電源回復不能状態並びに安定運転	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。これにより炉内減圧系統 (S.WV) の電源が使用不能となり、全交直電力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が完了し、非常用減圧系統 (S.WV) の電源回復が完了しない場合、一部の電源回復不可となる。これにより、実効代替交直電力電源、代替原子炉降圧冷却系、炉内代替炉心冷却系 (実効) の電源を開始する	炉内電源式直交電力電源	--	--																																																																
炉心過熱状態	大規模 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直電力電源が喪失するため、原子炉本体は過熱に陥り炉心が露出することにより炉心に腐食が生じ、燃料棒が溶融し、炉心冷却系が破損することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状態を確認する。	--	--	格納容器内水素濃度制御レベル (D.W) 格納容器内水素濃度制御レベル (S.W) 格納容器内水素濃度 (GA)																																																																
実効代替交直電力電源による交直電力供給及び炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却	実効代替交直電力電源による交直電力供給、炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却を開始する。 ドライウェル蓄積水容量が原子炉圧力の飽和度を高めた場合水位不飽和と判断し、換熱器及び原子炉圧力から検定して把握する	実効代替交直電力電源 炉内代替炉心冷却系 (実効) タンクローリー (S.W)	--	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 炉内代替炉心冷却系 (高圧炉心冷却系) ドライウェル蓄積水容量																																																																
判断及び操作	操作	有効性評価と期待する事故防止効果																																																																		
		実効数値	可能実効数値	計画数値																																																																
原子炉圧力停止	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交直電力電源喪失が顕著して原子炉がスタムしたことを確認する	--	--	平均出力調整モード 起動調整モード																																																																
非常用炉心冷却系機能喪失	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する	--	--	【原子炉降圧時炉心冷却系】 【高圧炉心冷却系】 【代替炉心冷却系】																																																																
全交直電力電源喪失及び一部の電源回復不能状態並びに安定運転	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。これにより炉内減圧系統 (S.WV) の電源が使用不能となり、全交直電力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が完了し、非常用減圧系統 (S.WV) の電源回復が完了しない場合、一部の電源回復不可となる。これにより、実効代替交直電力電源、代替原子炉降圧冷却系、炉内代替炉心冷却系 (実効) の電源を開始する	炉内電源式直交電力電源	--	--																																																																
炉心過熱状態	大規模 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交直電力電源が喪失するため、原子炉本体は過熱に陥り炉心が露出することにより炉心に腐食が生じ、燃料棒が溶融し、炉心冷却系が破損することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状態を確認する。	--	--	格納容器内水素濃度制御レベル (D.W) 格納容器内水素濃度制御レベル (S.W) 格納容器内水素濃度 (GA)																																																																
実効代替交直電力電源による交直電力供給及び炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却	実効代替交直電力電源による交直電力供給、炉内代替炉心冷却系 (実効) による原子炉冷却を開始する。 ドライウェル蓄積水容量が原子炉圧力の飽和度を高めた場合水位不飽和と判断し、換熱器及び原子炉圧力から検定して把握する	実効代替交直電力電源 炉内代替炉心冷却系 (実効) タンクローリー (S.W)	--	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 炉内代替炉心冷却系 (高圧炉心冷却系) ドライウェル蓄積水容量																																																																

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																																																																																																
<p>表 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）時における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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">実施及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">定常状態に維持する事故後状態</th> </tr> <tr> <th>事故状態</th> <th>可成り状態</th> <th>計画状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器温度が約 190℃に到達したとき、格納容器により格納口まで水位回復を確保し、代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器により炉心を冷却し得る範囲で、原子炉格納容器と格納容器スプレィを交互に実施する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>ドライウェル内格納容器温度 格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表)</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却</td> <td>事故発生から 20 時間経過した時点で、代替格納容器冷却系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却を併用する。代替循環冷却系の再循環流量は、原子炉格納容器スプレィ流量に等しい。それぞれ送風機及び送風機スプレィする。 また、水の放射線分解による酸濃度及び水質が劣化するから、原子炉格納容器内の酸濃度及び水質濃度の状況を監視する。</td> <td>復水移送ポンプ 駆動タンク</td> <td>代替格納容器冷却系 可成り代替格納容器(表) タンクローリ (表)</td> <td>格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 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 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表) 格納容器内圧力(表) 格納容器内格納容器</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 1 】 重大事故等対策評価 (設計基準適用)</p>		実施及び操作	操作	定常状態に維持する事故後状態			事故状態	可成り状態	計画状態	代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 190℃に到達したとき、格納容器により格納口まで水位回復を確保し、代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器により炉心を冷却し得る範囲で、原子炉格納容器と格納容器スプレィを交互に実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	ドライウェル内格納容器温度 格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表)	代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却	事故発生から 20 時間経過した時点で、代替格納容器冷却系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却を併用する。代替循環冷却系の再循環流量は、原子炉格納容器スプレィ流量に等しい。それぞれ送風機及び送風機スプレィする。 また、水の放射線分解による酸濃度及び水質が劣化するから、原子炉格納容器内の酸濃度及び水質濃度の状況を監視する。	復水移送ポンプ 駆動タンク	代替格納容器冷却系 可成り代替格納容器(表) タンクローリ (表)	格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 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 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表) 格納容器内圧力(表) 格納容器内格納容器	<p>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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">実施及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">定常状態に維持する事故後状態</th> </tr> <tr> <th>事故状態</th> <th>可成り状態</th> <th>計画状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器温度が約 190℃に到達したとき、格納容器により格納口まで水位回復を確保し、代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器により炉心を冷却し得る範囲で、原子炉格納容器と格納容器スプレィを交互に実施する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>ドライウェル内格納容器温度 格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表)</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却</td> <td>事故発生から 20 時間経過した時点で、代替格納容器冷却系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却を併用する。代替循環冷却系の再循環流量は、原子炉格納容器スプレィ流量に等しい。それぞれ送風機及び送風機スプレィする。 また、水の放射線分解による酸濃度及び水質が劣化するから、原子炉格納容器内の酸濃度及び水質濃度の状況を監視する。</td> <td>復水移送ポンプ 駆動タンク</td> <td>代替格納容器冷却系 可成り代替格納容器(表) タンクローリ (表)</td> <td>格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 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 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表) 格納容器内圧力(表) 格納容器内格納容器</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 1 】 重大事故等対策評価 (設計基準適用)</p>		実施及び操作	操作	定常状態に維持する事故後状態			事故状態	可成り状態	計画状態	代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 190℃に到達したとき、格納容器により格納口まで水位回復を確保し、代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器により炉心を冷却し得る範囲で、原子炉格納容器と格納容器スプレィを交互に実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	ドライウェル内格納容器温度 格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表)	代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却	事故発生から 20 時間経過した時点で、代替格納容器冷却系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却を併用する。代替循環冷却系の再循環流量は、原子炉格納容器スプレィ流量に等しい。それぞれ送風機及び送風機スプレィする。 また、水の放射線分解による酸濃度及び水質が劣化するから、原子炉格納容器内の酸濃度及び水質濃度の状況を監視する。	復水移送ポンプ 駆動タンク	代替格納容器冷却系 可成り代替格納容器(表) タンクローリ (表)	格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 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 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表) 格納容器内圧力(表) 格納容器内格納容器	② (計器名称の変更) ⑤																																																												
実施及び操作	操作			定常状態に維持する事故後状態																																																																																																
		事故状態	可成り状態	計画状態																																																																																																
代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 190℃に到達したとき、格納容器により格納口まで水位回復を確保し、代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器により炉心を冷却し得る範囲で、原子炉格納容器と格納容器スプレィを交互に実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	ドライウェル内格納容器温度 格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表)																																																																																																
代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却	事故発生から 20 時間経過した時点で、代替格納容器冷却系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却を併用する。代替循環冷却系の再循環流量は、原子炉格納容器スプレィ流量に等しい。それぞれ送風機及び送風機スプレィする。 また、水の放射線分解による酸濃度及び水質が劣化するから、原子炉格納容器内の酸濃度及び水質濃度の状況を監視する。	復水移送ポンプ 駆動タンク	代替格納容器冷却系 可成り代替格納容器(表) タンクローリ (表)	格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 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 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表) 格納容器内圧力(表) 格納容器内格納容器																																																																																																
実施及び操作	操作	定常状態に維持する事故後状態																																																																																																		
		事故状態	可成り状態	計画状態																																																																																																
代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 190℃に到達したとき、格納容器により格納口まで水位回復を確保し、代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。格納容器により炉心を冷却し得る範囲で、原子炉格納容器と格納容器スプレィを交互に実施する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	ドライウェル内格納容器温度 格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表)																																																																																																
代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却	事故発生から 20 時間経過した時点で、代替格納容器冷却系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却を併用する。代替循環冷却系の再循環流量は、原子炉格納容器スプレィ流量に等しい。それぞれ送風機及び送風機スプレィする。 また、水の放射線分解による酸濃度及び水質が劣化するから、原子炉格納容器内の酸濃度及び水質濃度の状況を監視する。	復水移送ポンプ 駆動タンク	代替格納容器冷却系 可成り代替格納容器(表) タンクローリ (表)	格納容器内圧力(表) 格納容器内圧力(表) 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 復水移送ポンプ流量 (原子炉格納容器) 復水貯蔵槽水位(表) 格納容器内圧力(表) 格納容器内格納容器																																																																																																
<p>表 3.1.2.2 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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,928MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa [gauge]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料 (A 型)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の燃焼熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/t</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ドライウェル)</td> <td>7,350m³</td> <td>ドライウェル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ウェットウェル)</td> <td>空間部: 5,960m³ 液相部: 3,580m³</td> <td>ウェットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3.43kPa (ドライウェル-サブプレッション・チェンバ間差圧)</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m (NWL)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温</td> <td>35℃</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>57℃</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>		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	3,928MWt	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 (セパレータスカート下端から+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)	—	原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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	格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (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 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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 (NWL)	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・プール水温の上限値として設定	格納容器圧力	5.2kPa	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	<p>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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,928MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa [gauge]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料 (A 型)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の燃焼熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/t</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ドライウェル)</td> <td>7,350m³</td> <td>ドライウェル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ウェットウェル)</td> <td>空間部: 5,960m³ 液相部: 3,580m³</td> <td>ウェットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3.43kPa (ドライウェル-サブプレッション・チェンバ間差圧)</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m (通常運転水位)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温</td> <td>35℃</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa [gauge]</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>57℃</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>		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	3,928MWt	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 (セパレータスカート下端から+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)	—	原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (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 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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・プール水温の上限値として設定	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	⑤
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	3,928MWt	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 (セパレータスカート下端から+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)	—																																																																																																		
原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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																																																																																																		
格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (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 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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 (NWL)	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・プール水温の上限値として設定																																																																																																		
格納容器圧力	5.2kPa	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																																																																																																		
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	3,928MWt	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 (セパレータスカート下端から+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)	—																																																																																																		
原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (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 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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・プール水温の上限値として設定																																																																																																		
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																																																																																																		

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																				
<p>表 3.1.2.2 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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断</td> <td>原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>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</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> <td>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対する影響が軽微であることから考慮していない</td> </tr> </tbody> </table>	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対する影響が軽微であることから考慮していない	<p>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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断</td> <td>原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>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</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> <td>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対する影響が軽微であることから考慮していない</td> </tr> </tbody> </table>	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対する影響が軽微であることから考慮していない	⑤						
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対する影響が軽微であることから考慮していない																																				
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対する影響が軽微であることから考慮していない																																				
<p>表 3.1.2.2 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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラム</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持するよう注水</td> <td>設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系</td> <td>140m³/h にてスプレィ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ</td> <td>90m³/h で注水</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系</td> <td>循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ約 90m³/h、格納容器スプレィへ約 100m³/h に流量を分配</td> <td>代替循環冷却系の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>	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するよう注水	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性	代替格納容器スプレィ冷却系	140m ³ /h にてスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定	可搬型代替注水ポンプ	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、格納容器スプレィへ約 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	<p>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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラム</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>最大 300m³/h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御</td> <td>設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)</td> <td>140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)</td> <td>90m³/h で注水</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系</td> <td>循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ約 90m³/h、格納容器スプレィへ約 100m³/h に流量を分配</td> <td>代替循環冷却系の設計値として設定</td> </tr> </tbody> </table>	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管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、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、格納容器スプレィへ約 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	⑤ ⑤
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するよう注水	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性																																				
代替格納容器スプレィ冷却系	140m ³ /h にてスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定																																				
可搬型代替注水ポンプ	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、格納容器スプレィへ約 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																																				
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管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性																																				
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、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、格納容器スプレィへ約 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																																				

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																														
<p>表 3.1.2.2 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)</p> <table border="1" data-bbox="261 457 1193 810"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等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</td> <td>事象発生 70 分後</td> <td>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作</td> <td>破断口まで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時</td> <td>格納容器限界温度到達防止を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>事象発生 20 時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>事象発生約 22.5 時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table> <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 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。 本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を図 3.1.3.1 から図 3.1.3.3 に, 手順の概要を図 3.1.3.4 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操作手順の関係を表 3.1.3.1 に示す。 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, 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 30 名*である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は, 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 10 名*である。 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。必要な要員と作業項目について図 3.1.3.5 に示す。</p>	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	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による原子炉格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時	格納容器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	<p>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)</p> <table border="1" data-bbox="1279 457 2211 810"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等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</td> <td>事象発生 70 分後</td> <td>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>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</td> <td>原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系運転操作</td> <td>事象発生 20 時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>事象発生約 22.5 時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table> <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 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。 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 3.1.3.1 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。 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, 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。 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。必要な要員と作業項目について第 3.1.3.5 図に示す。</p>	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	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	<p>⑤ ⑤ ③ (要員の運用変更) ⑤</p>
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	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による原子炉格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時	格納容器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																														
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	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																														

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>なお, 評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を評価事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 30名で対処可能である。</p> <p>※有効性評価で考慮しない作業(格納容器頂部注水)に必要な要員4名を含めると, 緊急時対策要員(現場)が14名, 合計が34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 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. 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 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. と同じ。</p> <p>c. 炉心損傷確認 炉心損傷確認については, 3.1.2.1 c. と同じ。</p> <p>d. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水については, 3.1.2.1 d. と同じ。</p> <p>e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却については, 3.1.2.1 e. 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, 28名で対処可能である。</p> <p>※1 有効性評価で考慮しない作業(原子炉ウェル注水)に必要な要員4名を含めると, 緊急時対策要員(現場)が12名, 合計が32名になる。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認 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 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>c. 炉心損傷確認 炉心損傷確認については, 「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。</p> <p>d. 水素濃度監視 水素濃度監視については, 「3.1.2.1 d. 水素濃度監視」と同じ。</p> <p>e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水については, 「3.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水」と同じ。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却については, 「3.1.2.1 f. 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却」と同じ。</p>	<p>③(要員の運用変更)</p> <p>③(要員の運用変更) ⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>代替格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮（約 2m）しても、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。</p> <p>代替格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備はサプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>f. 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p>格納容器圧力が、限界圧力 0.62MPa[gage]に接近した場合、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の二次格納施設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又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置又は代替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プレッション・チェンバ・プール水位等である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。</p>	<p>格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮（約 2m）し、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。</p> <p>格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、サプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>g. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p>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プレッション・チェンバ・プール水位が格納容器真空破壊弁高さに到達した場合、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>サプレッション・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、サプレッション・チェンバ・プール水位等である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP挙動並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント、炉心損傷後の原子炉格納容器内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、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表3.1.3.2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</p>	<p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</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3.1.3.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</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、</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>は, 原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため, 残留熱除去系の吸込配管とする。</p> <p style="text-align: right;">(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, 代替循環冷却系は使用しないものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源が喪失するとともに, 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 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 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</p> <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, その後は炉心を冠水維持するよう注水する。なお, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は, 代替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 格納容器圧力及び温度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へスプレイする。なお, 代替格納容器スプレイは, 原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p>	<p>原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため, 残留熱除去系の吸込配管とする。</p> <p style="text-align: right;">(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, 代替循環冷却系は使用しないものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって, 外部電源が喪失するとともに, 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素ガスの発生 水素ガスの発生については, ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお, 解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため, 「(4)有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは, 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注水する。なお, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水は, 代替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) による原子炉格納容器冷却 格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 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。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(d) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作（流路面積 50%開）にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生70分後から開始する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は、破断口まで水位回復後、格納容器温度が約190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても、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。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</p> <p>(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て、最高50,000時間とする。</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、炉心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、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格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。</p>	<p>(d) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱 格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作（流路面積 50%開）にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生70分後から開始する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器ベントに伴うサプレッション・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。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、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格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。</p>	<p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。</p> <p>※ 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 MAAP 解析の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、以下の式で計算される。</p> $\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs-137}} \times (1/\text{DF})$ $f_{\text{Cs}} = f_{\text{CsOH}} + (M_{\text{I}} / M_{\text{Cs}}) \times (W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}}) \times (f_{\text{CsI}} - f_{\text{CsOH}})$ <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 : ヨウ素の初期重量 (kg) M_{Cs} : セシウムの初期重量 (kg) W_I : ヨウ素の分子量 (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 : 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置の除染係数</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・プールでのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>(e) 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。</p> <p>※2 セシウムの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. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、以下の式で計算される。</p> $\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs-137}} \times (1/\text{DF})$ $f_{\text{Cs}} = f_{\text{CsOH}} + (M_{\text{I}} / M_{\text{Cs}}) \times (W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}}) \times (f_{\text{CsI}} - f_{\text{CsOH}})$ <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_{Cs137} : Cs-137 の炉内内蔵量 (Bq) DF : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数</p> <p>d. 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. 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</p>	<p>② (代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映) ⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映) ⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>② (代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(f) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 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、原子炉建屋の換気空調系停止時における原子炉建屋から大気中への漏えい率を 10%/日（一定）とした。</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</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外）、注水流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を図3.1.3.6から図3.1.3.8に、燃料最高温度の推移を図3.1.3.9に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を図3.1.3.10から図3.1.3.13に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (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約 2,500K (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電源供給を開始し、復水移送ポンプ 2 台を用いた低圧代替</p>	<p>f. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 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 0.5 回/日相当を考慮する。 非常用ガス処理系は、事象発生 30 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。 (添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第3.1.3.6図から第3.1.3.8図に、燃料最高温度の推移を第3.1.3.9図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第3.1.3.10図から第3.1.3.13図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727℃) に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 0.4 時間後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 0.7 時間後に燃料温度は 2,500K (約 2,227℃) に到達する。事象発生から 70 分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、復水移送ポンプ 2 台を用いた低</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映） ③（R/B換気率の見直し） ⑤</p> <p>②（非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>注水系（常設）による注水を開始することによって、原子炉压力容器破損に至ることなく、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、代替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ことができる。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・プール水位の上昇を考慮しても、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限界圧力に接近する。限界圧力接近時点で、格納容器圧力逃がし装置又は代替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。その後、熔融炉心からの放熱によって格納容器温度は上昇傾向が継続するが、崩壊熱の減少に伴い、事象発生から約 43 時間経過した時点で低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力についても同様に徐々に低下する。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、図 3.1.3.10 に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却及び限界圧力に接近した場合に格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、限界圧力 0.62MPa[gage]を超えることはない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象開始約 38 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、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、その影響は無視しうる程度である。</p> <p>格納容器温度は、図 3.1.3.11 に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子</p>	<p>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、原子炉压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>ベントラインの水没防止のために、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇（約 2m）を考慮し、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇し、事象発生から約 38 時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力に接近する。原子炉格納容器の限界圧力接近時点で、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び温度を低下させる。格納容器温度は、格納容器ベントによる格納容器温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントによる格納容器圧力低下後、徐々に低下する。</p> <p>(添付資料 3.1.2.1, 3.1.2.2)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第3.1.3.10図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び原子炉格納容器の限界圧力に接近した場合に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象開始約 38 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の2%以下であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>格納容器温度は、第3.1.3.11図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最大値は約 165℃となり、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気相部温度は約 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、限界温度 200℃を超えない。</p> <p>サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置又は代替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又は代替格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 2.0TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。</p> <p>なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量は制限され、また、大気中へは殆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し除去されると考えられるためである。仮に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定すると、漏えい量は約 0.017TBq（7 日間）となり、ドライウエルのベントラインを経由した場合の評価結果に比べて十分に小さな値となる。このことから、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量はドライウエルのベントラインを経由した場合の評価結果に対して無視できる程度であり、これらを加えた場合でも大気中への Cs-137 の総放出量は約 2.0TBq（7 日間）で変わりなく、100TBq を下回る。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p>	<p>にかかる温度（壁面温度）の最高値は約 165℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約 207℃となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 144℃であり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p>サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 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 2.0TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。</p> <p>なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 14TBq（7 日間）となる。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に、ドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 16TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サプレッション・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 3.1TBq(30 日間)及び約 3.2TBq(100 日間)である。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 18TBq（30 日間）及び約 18TBq（100 日間）であり、100TBq を下回る。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4)</p>	<p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>③（PCV貫通部のDFの見直し及びR/B換気率の見直しに伴う評価の見直し）</p> <p>③（長期的なCs-137放出の影響確認のため7日間以降のCs-137放出量評価を追加実施）</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.1.3.6 に示すとおり, 低圧代替注水系 (常設) による注水継続により炉心が冠水し, 炉心の冷却が維持される。その後は, 図 3.1.3.10 に示すとおり, 限界圧力接近時点で, 約 38 時間後に格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し, また, 安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」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。 (添付資料 3.1.3.5)</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>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合)) では, 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した蒸気, 金属-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。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として, 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による原子炉格納容器冷却操作, 格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして, 炉心ヒートアップに関するモデルは, TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性</p>	<p>第 3.1.3.6 図に示すとおり, 低圧代替注水系 (常設) による注水継続により炉心が冠水し, 炉心の冷却が維持される。その後は, 第3.1.3.10 図に示すとおり, 原子炉格納容器の限界圧力接近時点で, 約 38 時間後に格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し, また, 安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1), (2) 及び(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。 (添付資料 3.1.3.5)</p> <p>3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」 (代替循環冷却系を使用しない場合) では, 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や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, 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られられる操作として, 常設代替交流電源設備からの受電操作, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは, 「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり, それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして, 炉心ヒートアップに関するモデルは, TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性</p>	<p>⑤</p> <p>④</p> <p>⑤</p> <p>② (代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心熔融時間に対する感度は小さいことが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等のパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから、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 SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すこと、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は SAFER コードと同等であることが確認されている。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による炉心への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による炉心注水（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操作ではないことから、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が確認されているが、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ため、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、格納容器圧力逃がし装置又は代替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</p>	<p>を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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, その差異は小さいため, 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, 格納容器圧力逃がし装置又は代替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 FP 放出の開始時間に関する基本的なモデルについては PHEBUS-FP 実験解析において, 実機体系により妥当性が確認されているが, 燃料被覆管破裂後の FP 放出挙動に関しては小規模体系の模擬性が原因によるものであり, 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考えられるが, 炉心損傷後の圧力容器内 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。また, 炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器 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が, 炉心損傷後の格納容器内 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: right;">(添付資料 3. 1. 3. 6)</p>	<p>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。また, 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは, リロケーションを起点に操作開始する運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして, 核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では, 燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが, 小規模体系の模擬性が原因と推測され, 実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。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: right;">(添付資料 3. 1. 3. 6)</p>	<p>② (代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして, 炉心ヒートアップに関するモデルは, TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。また, 炉心ヒートアップに関するモデルに対する感度解析 (ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析) では, 格納容器内温度及び圧力挙動への影響は小さいことが確認されていることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・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 SAFER コードとの比較においては, 短期的な挙動は緩慢な挙動とはなるが, 模擬できており, また, 長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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が確認されているが, 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ため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 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いるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動及び炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして, 核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは, 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が確認されて</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>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導, 気液界面の熱伝達の不確かさとして, 格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル) は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度, 格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが, BWR の格納容器内の区画とは異なる等, 実験体系に起因するものと考えられ, 実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし, 全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 格納容器各領域間の流動, 構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており, その差異は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして, 熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また, 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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考えられる。また、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が確認されている。したがって、Cs-137 の観点で評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器逃がし装置等による Cs-137 の総放出量は、評価項目 (100TBq を下回っていること) に対して、サブプレッション・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 a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 3.1.3.2 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られられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも</p>	<p>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。 炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中への Cs-137 の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は、評価項目 (100TBq を下回っていること) に対して、サブプレッション・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 a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.1.3.2 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られられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>小さくなるため, 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り, 格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが, 操作手順(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, 格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが, 事象進展に与える影響は小さく, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 本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可能性がある。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ため, 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)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件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, 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, 格納容器圧力及び温度の上昇</p>	<p>壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが, 操作手順(原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, Excessive LOCAを考慮した場合, 原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが, 操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが, 注水後の流量調整操作であることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は, 解析条件の不確かさとして, 実際の流量が解析より多い場合, 格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが, 操作手順に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料3.1.3.6, 3.1.2.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくな</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (起因事象の不確かさの影響評価としてExcessive LOCAを考慮した感度解析の追加実施)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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ため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>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, 格納容器温度は, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが, 事象進展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>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 本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可能性があるが, 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ない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.6)</p>	<p>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, 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, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, Excessive LOCAを考慮した場合, 原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが, 原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり, 第3.1.2.15図及び第3.1.2.16図に示すとおり, 格納容器圧力は0.62MPa[gage]を下回っていることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系(常設)は, 解析条件の不確かさとして, 実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性), 原子炉水位の回復は早くなり, 格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが, 格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は, 解析条件の不確かさとして, 実際の流量が解析より多い場合, 格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが, 格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり, ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.6, 3.1.2.8)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③(起因事象の不確かさの影響評価としてExcessive LOCAを考慮した感度解析の追加実施)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<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、実態の運転操作は、認知に10分間、移動に10分間、操作所要時間に50分間の合計70分間であり、解析上の受電完了時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため、受電操作の影響を受けるが、実態の操作時間は、解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系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破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は破断口まで水位回復前に既に格納容器温度は約190℃を超えており、実態の操作も解析上も原子炉水位が破断口高さ到達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替えることとしており、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。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</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。なお、有効性評価では2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃超過を確認した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、実態の操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことか</p>	<p>⑤</p> <p>②（常設代替交流電源設備の遠隔起動化）</p> <p>④（操作手順の見直し）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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。また、代替格納容器スプレイへの切替後、原子炉水位が低下し原子炉水位低（レベル1）に到達した場合、低圧代替注水系（常設）へ切替を行う。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。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作と重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.62MPa[gage]接近時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、炉心損傷後の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.62MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約38時間後であり、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予め操作が可能である。また、格納容器ベント操作の操作所要時間は余裕時間を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員及び緊急時対策要員を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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、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>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後、原子炉水位が原子炉水位低（レベル1）まで低下した場合、低圧代替注水系（常設）へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.62MPa[gage]接近時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近するのは、事象発生から約38時間後である。また、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間（70分後）は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニ</p>	<p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系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、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は破断口まで水位回復後、格納容器温度約190℃到達後となり、実態の操作開始時間は解析上の想定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、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、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>図3.1.3.14から図3.1.3.16に示すとおり、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、事象発生から90分後（操作開始時間の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り、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時におけるCs放出量については燃料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ため、放出量に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操</p>	<p>ウムー水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。また、原子炉注水操作は、代替格納容器スプレイとの切替え操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.6)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第3.1.3.14図から第3.1.3.16図に示すとおり、事象発生から90分後（操作開始時間20分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時におけるCs放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>作については、事象発生から90分後（操作開始時間の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時間後であることから、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ため、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又は代替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 style="text-align: right;">(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。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「3.1.3.1格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（格納容器頂部注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は12名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p>	<p>器冷却操作については、事象発生から90分後（操作開始時間20分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であるため、現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>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 style="text-align: right;">(添付資料3.1.3.6, 3.1.3.7)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「3.1.3.1格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は20名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p>	<p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 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による代替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、号炉あたり約7,300m³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14,600m³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防火水槽に移送し、防火水槽から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を行うことで、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12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.8)</p> <p>b. 燃料 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して、7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約860kL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運転を想定して、7日間の運転継続に号炉あたり約10kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・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79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計約959kL）</p>	<p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約7,400m³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。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.8)</p> <p>b. 燃料 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。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計約547kL）</p>	<p>②（送水ラインの変更） ③（水源評価における単位換算時の水温の条件変更） ⑤</p> <p>②（免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映） ③（燃料試験結果の反映） ④（燃費修正） ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>6号及び7号炉の各軽油タンク（約1,020kL）及びガスタービン発電機用燃料タンク（約200kL）で合計約2,240kL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、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機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 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、6号及び7号炉で約1,262kW（6号炉：約619kW 7号炉：約643kW）必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.10)</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、金属-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・温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段、格納容器圧力逃がし装置及び更なる信頼性向上の観点から設置する代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用しない場合を想</p>	<p>6号及び7号炉の各軽油タンク（約1,020kL）及びガスタービン発電機用燃料タンク（約100kL）にて合計約2,140kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p 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、6号炉で約1,104kW、7号炉で約1,071kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.3.10)</p> <p>3.1.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用しない場合を想</p>	<p>②（免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（第二GTGの位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（常設代替交流電源設備の負荷修正）</p> <p>②（免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p>

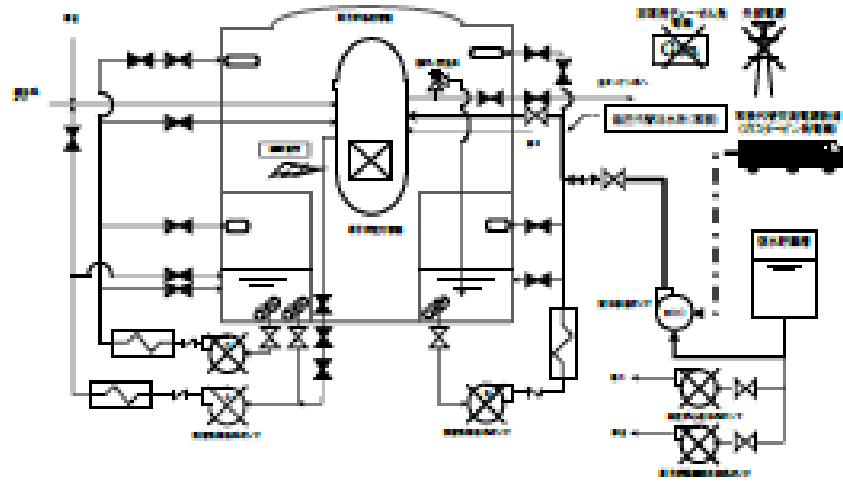
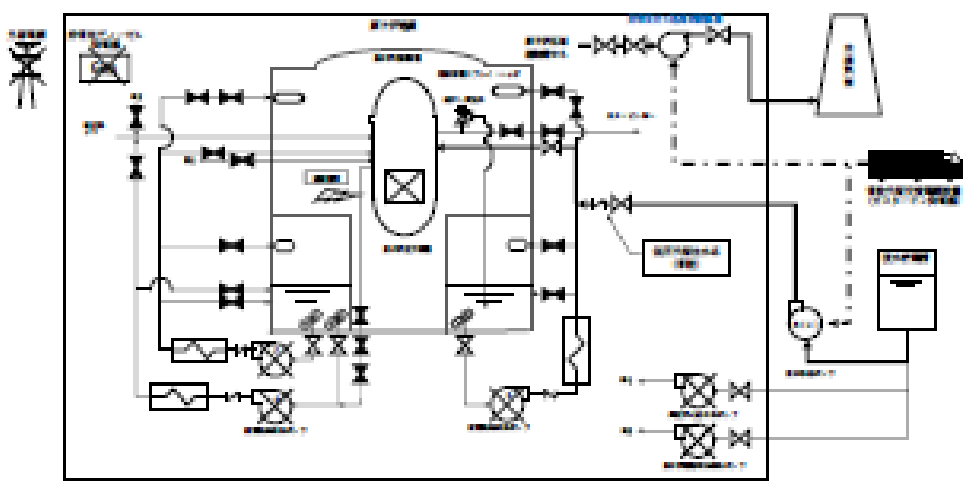
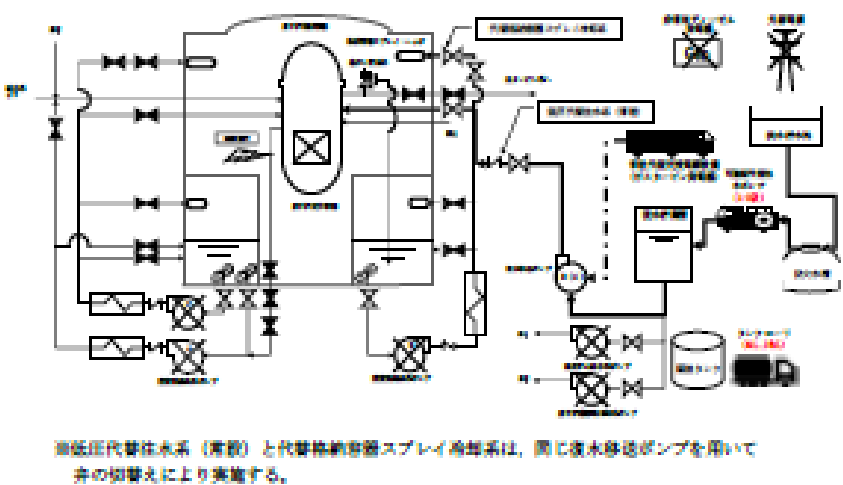
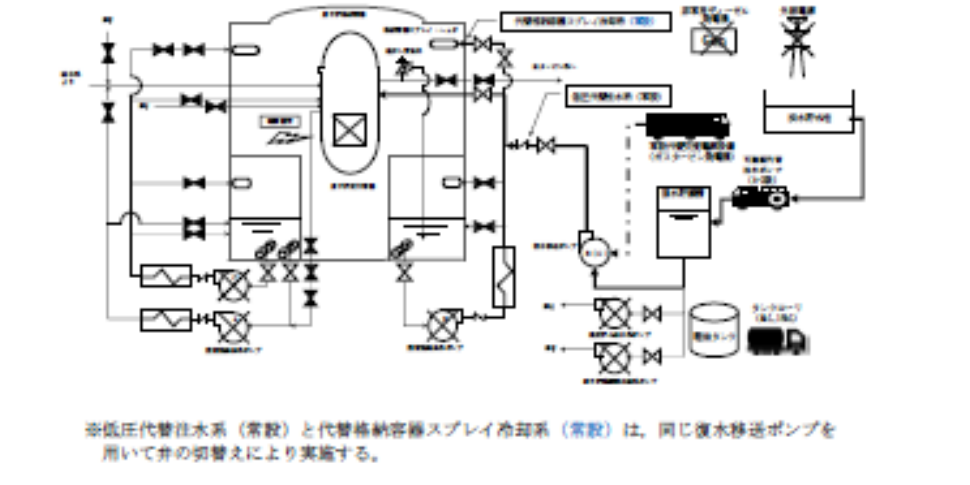
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

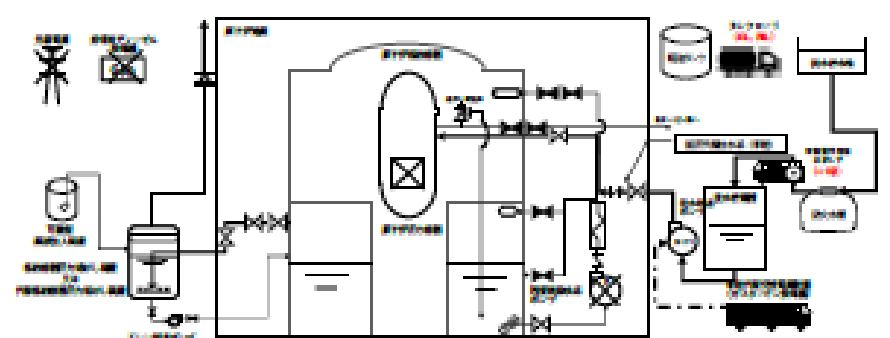
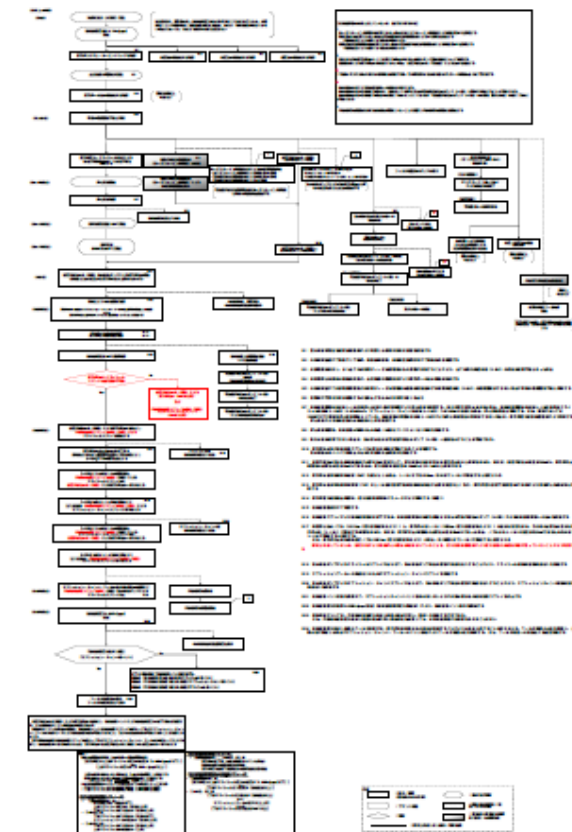
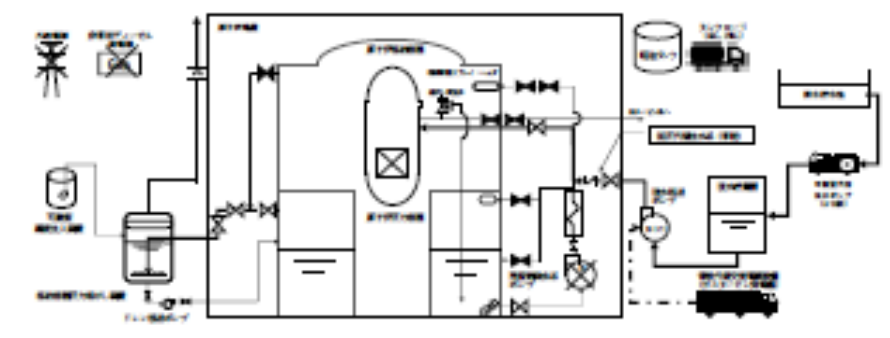
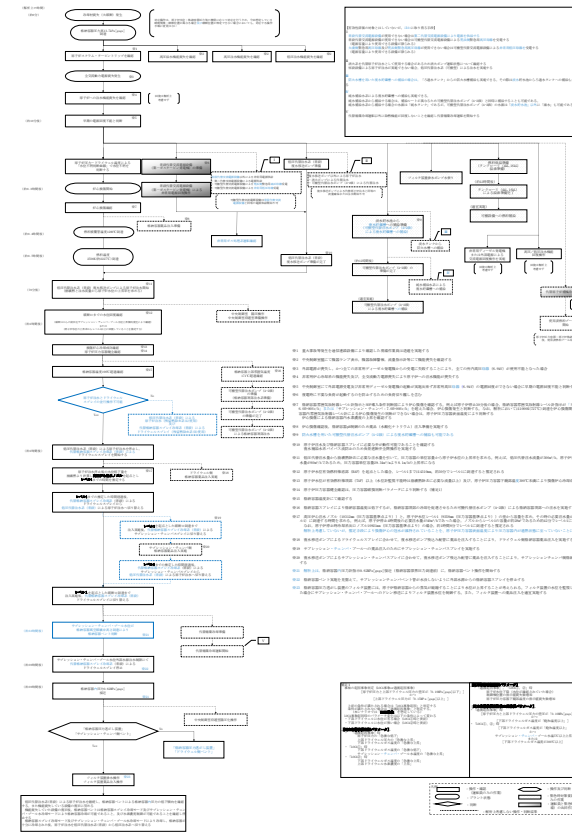
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>定し、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、金属-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、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、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による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>定し、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

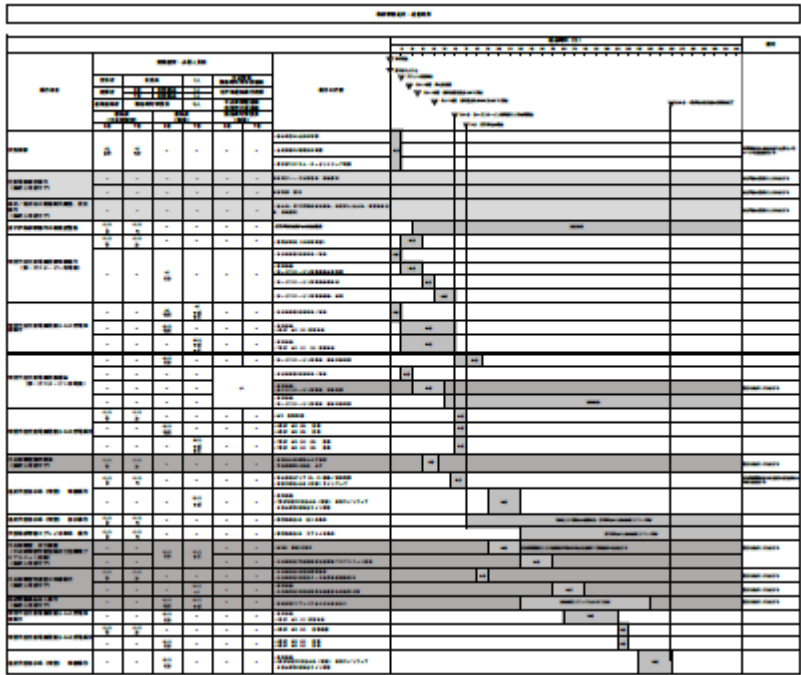
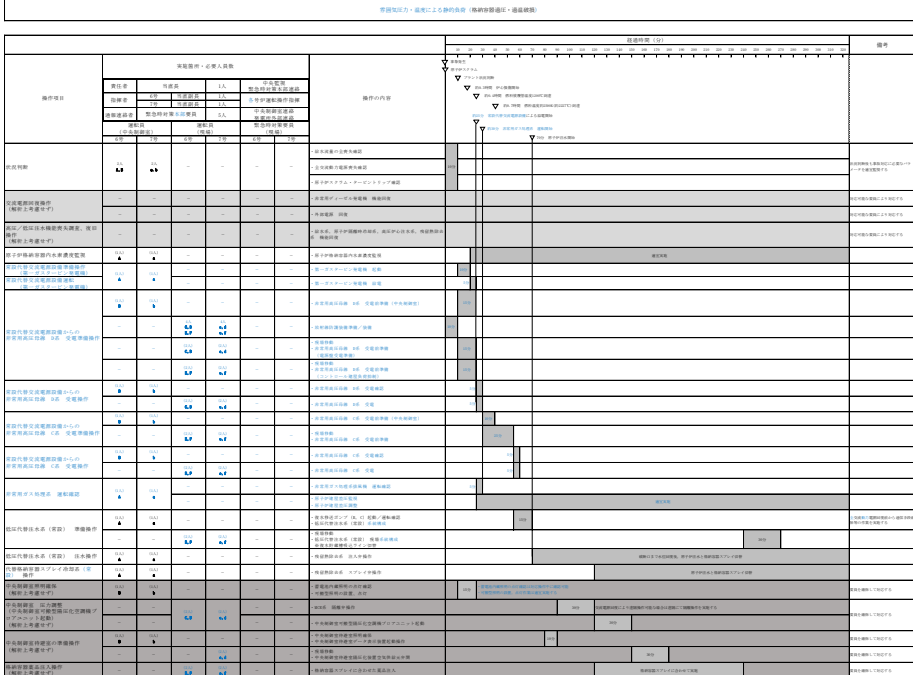
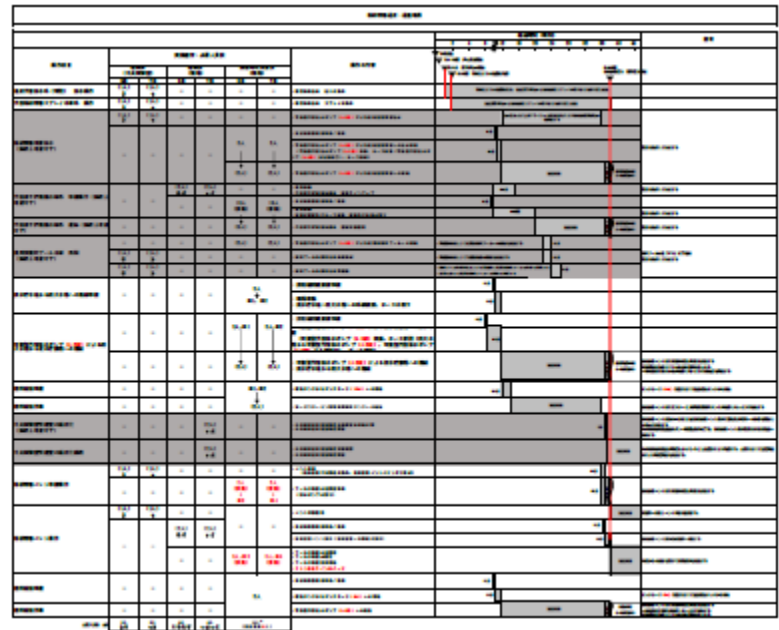
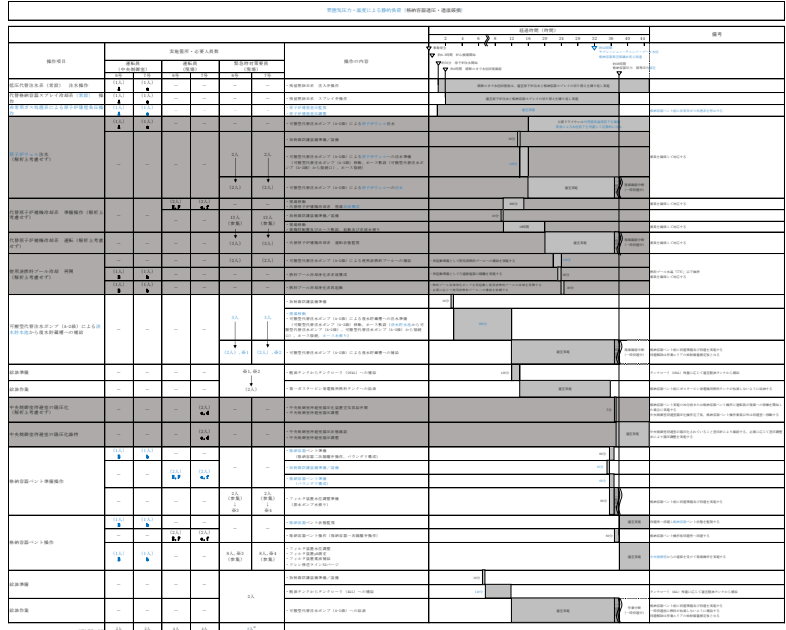
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 3.1.3.1 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）」時の使用系統概要（代替循環冷却系を使用しない場合）(1/3) (原子炉注水)</p>	 <p>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しない場合）(1/3) (原子炉注水)</p>	<p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映) ⑤</p>
 <p>図 3.1.3.2 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）」時の使用系統概要（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)</p> <p>※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系は、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。</p>	 <p>第 3.1.3.2 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しない場合）(2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)</p> <p>※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、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>

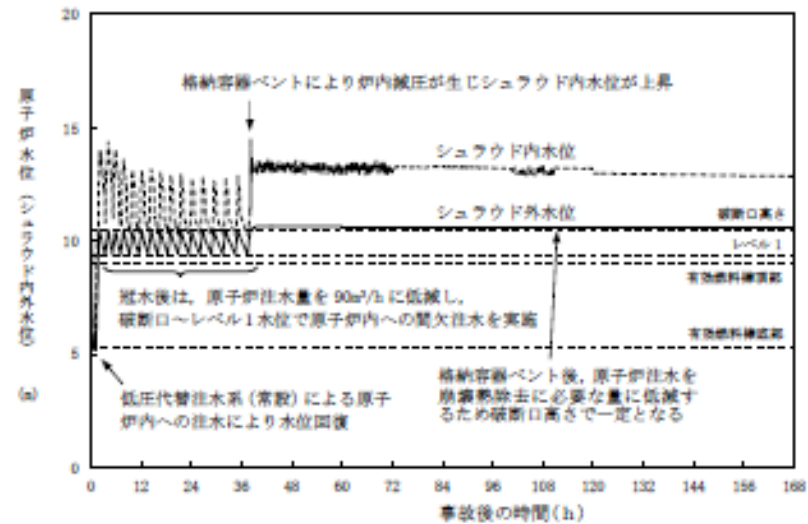
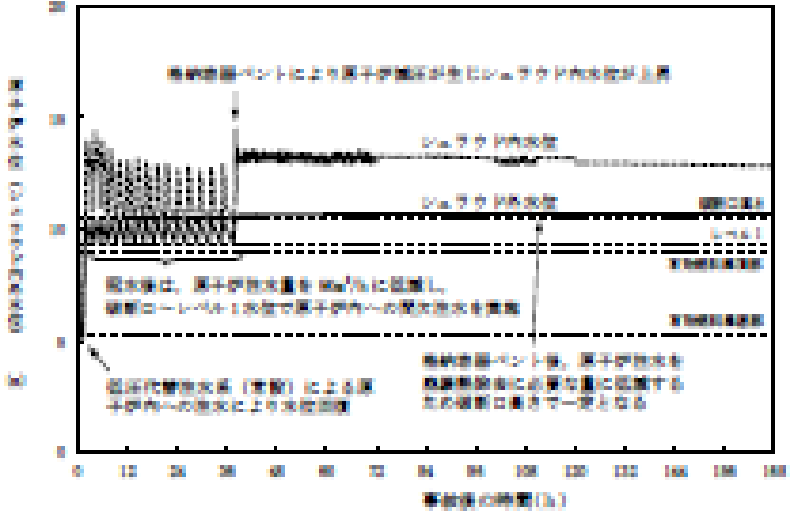
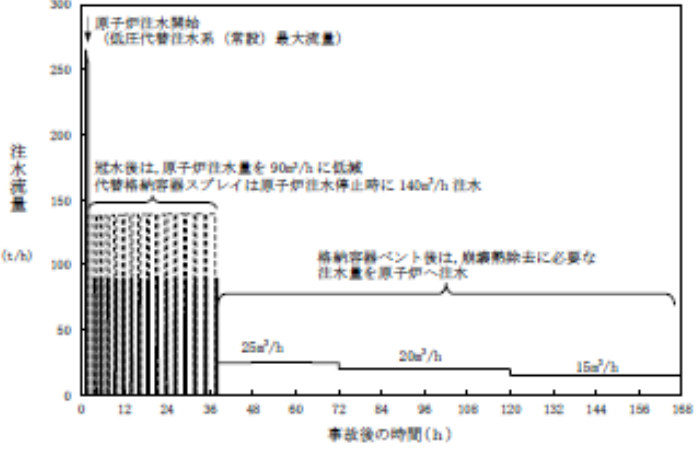
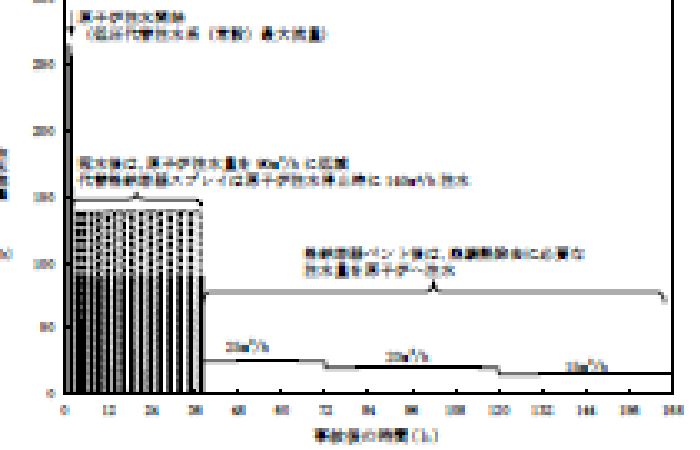
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 3.1.3.3 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）」時の使用系統概要（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)</p>  <p>図 3.1.3.4 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）」時の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用しない場合）</p>	 <p>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)</p>  <p>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）</p>	<p>② (送水ラインの変更) ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映) ⑤</p> <p>② (送水ラインの変更) ② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映) ② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映) ② (サプレッション・チェンバ・プール水位による格納容器ベント判断追記) ⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)</p> <p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>
<p>図 3.1.3.5 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)」時の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用しない場合) (1/2)</p> 	<p>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)</p> 	<p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)</p> <p>② (給油準備作業時間の見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>図 3.1.3.5 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)」時の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用しない場合) (2/2)</p>	<p>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) (2/2)</p>	

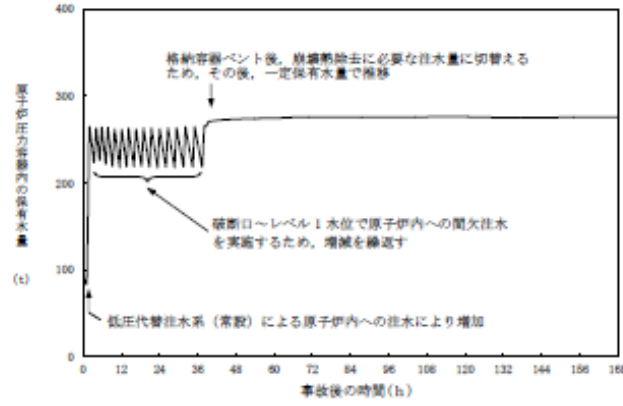
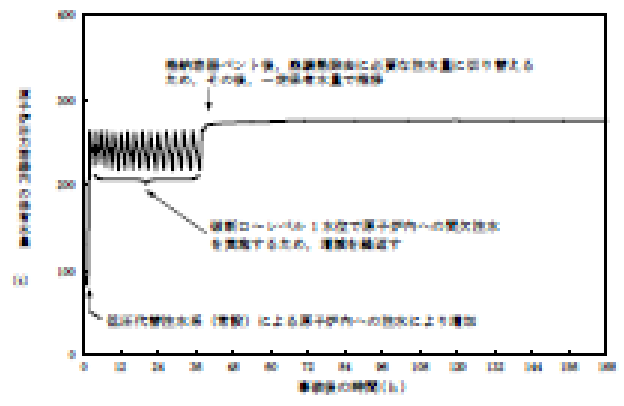
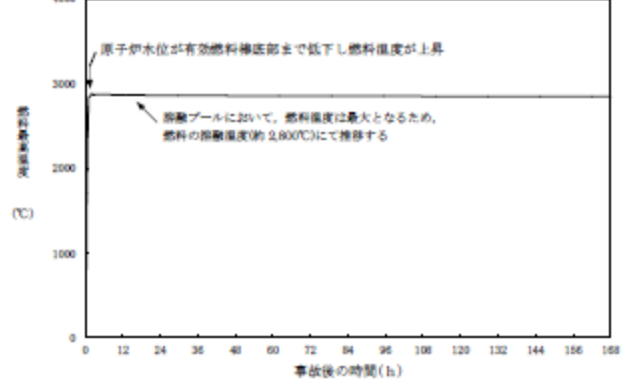
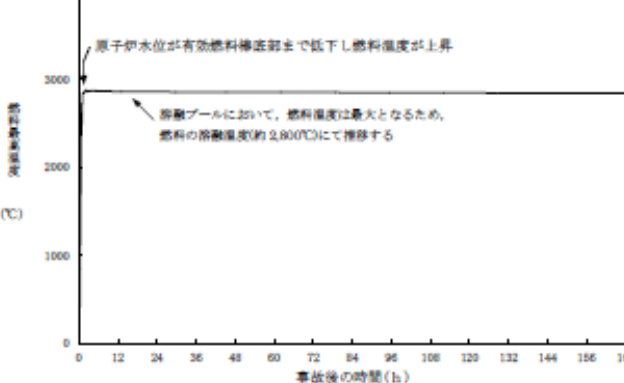
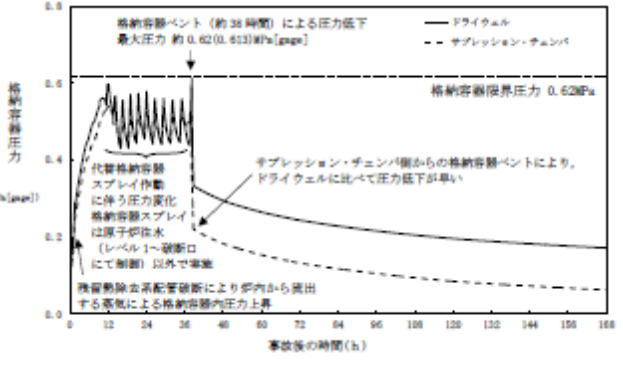
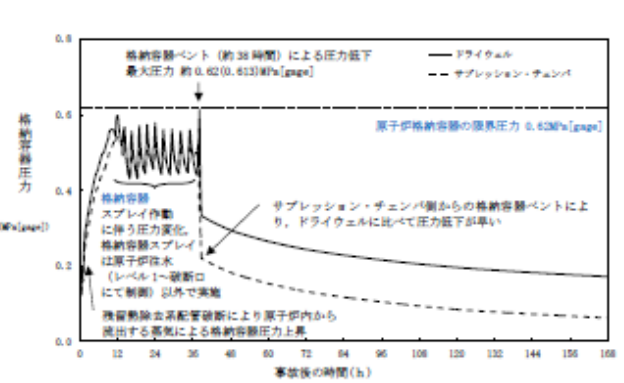
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 3.1.3.6 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	 <p>第 3.1.3.6 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>
 <p>図 3.1.3.7 注水流量の推移</p>	 <p>第 3.1.3.7 図 注水流量の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤
<p>図 3.1.3.8 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 3.1.3.8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	
		⑤
<p>図 3.1.3.9 燃料最高温度の推移</p>	<p>第 3.1.3.9 図 燃料最高温度の推移</p>	
		⑤
<p>図 3.1.3.10 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.3.10 図 格納容器圧力の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤
<p>図 3.1.3.11 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 3.1.3.11 図 格納容器気相部温度の推移</p>	
		⑤
<p>図 3.1.3.12 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>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</p>	
		⑤
<p>図 3.1.3.13 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>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</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>

図 3.1.3.14 操作 20 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

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 (シュラウド内外水位) の推移

図 3.1.3.15 操作 20 分遅れのケースにおける注水流量の推移

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

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																	
<p>図 3.1.3.16 操作 20 分遅れのケースにおける格納容器気相部温度の推移</p>	<p>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</p>	<p>⑤</p>																																																																	
<p>表 3.1.3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における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）（1/2）</p>	<p>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）（1/2）</p>	<p>②（計器名称の変更） ⑤</p>																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">制約及び条件</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応措置</th> </tr> <tr> <th>実効措置</th> <th>可達措置</th> <th>対応措置</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム機能</td> <td>運転時の異常な過渡変化、原子炉制御棒挿入又は全交流動力電源喪失が原因として原子炉がスクラムしたことを確認する</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>早期出力調整モード 起動モード</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系機能喪失確認</td> <td>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>【原子炉格納容器内蒸気発生装置】 【高圧炉心注水系統装置】 【換気熱除去系統装置】</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能状態並びに対応準備</td> <td>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。これにより炉内蒸気発生装置 (SG) の電源が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。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の起動ができず、非常用蒸気発生装置 (SG) の電源が使用できない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源装置、代替原子炉格納冷却系、低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する</td> <td>炉内蒸気発生装置</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉心保護機能</td> <td>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保護に陥ることを格納容器内蒸気発生装置モードにより確認する。炉心保護により、原子炉格納容器内に水蒸気が放出されるため、原子炉格納容器内の水蒸気量が増加する</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内水蒸気量 (GA)</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源装置による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉水位調整機能</td> <td>常設代替交流電源装置による交流電源供給、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。 ドライウエル蒸気発生装置が原子炉注水の飽和温度を越えた場合水位不同と判断する。換熱期及び原子炉注水量による水位調整手段を使用し、原子炉水位を安定する</td> <td>常設代替交流電源装置 換水移送ポンプ 換水の循環 駆動タンク</td> <td>タンクローリ (10%)</td> <td>原子炉注力 (GA) 原子炉注力 換水移送ポンプ水量 (原子炉注力) 換水の循環水量 (GA) ドライウエル蒸気発生装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】：重大事故等対応措置（設計基準に拠）</p>	制約及び条件	操作	有効性評価上期待する事故対応措置			実効措置	可達措置	対応措置	原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化、原子炉制御棒挿入又は全交流動力電源喪失が原因として原子炉がスクラムしたことを確認する	—	—	早期出力調整モード 起動モード	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	—	—	【原子炉格納容器内蒸気発生装置】 【高圧炉心注水系統装置】 【換気熱除去系統装置】	全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能状態並びに対応準備	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。これにより炉内蒸気発生装置 (SG) の電源が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。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の起動ができず、非常用蒸気発生装置 (SG) の電源が使用できない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源装置、代替原子炉格納冷却系、低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する	炉内蒸気発生装置	—	—	炉心保護機能	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保護に陥ることを格納容器内蒸気発生装置モードにより確認する。炉心保護により、原子炉格納容器内に水蒸気が放出されるため、原子炉格納容器内の水蒸気量が増加する	—	—	格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内水蒸気量 (GA)	常設代替交流電源装置による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉水位調整機能	常設代替交流電源装置による交流電源供給、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。 ドライウエル蒸気発生装置が原子炉注水の飽和温度を越えた場合水位不同と判断する。換熱期及び原子炉注水量による水位調整手段を使用し、原子炉水位を安定する	常設代替交流電源装置 換水移送ポンプ 換水の循環 駆動タンク	タンクローリ (10%)	原子炉注力 (GA) 原子炉注力 換水移送ポンプ水量 (原子炉注力) 換水の循環水量 (GA) ドライウエル蒸気発生装置	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">制約及び条件</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応措置</th> </tr> <tr> <th>実効措置</th> <th>可達措置</th> <th>対応措置</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム機能</td> <td>運転時の異常な過渡変化、原子炉制御棒挿入又は全交流動力電源喪失が原因として原子炉がスクラムしたことを確認する</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>早期出力調整モード 起動モード</td> </tr> <tr> <td>非常用炉心冷却系機能喪失確認</td> <td>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>【原子炉格納容器内蒸気発生装置】 【高圧炉心注水系統装置】 【換気熱除去系統装置】</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能状態並びに対応準備</td> <td>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。これにより炉内蒸気発生装置 (SG) の電源が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。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の起動ができず、非常用蒸気発生装置 (SG) の電源が使用できない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源装置、代替原子炉格納冷却系、低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する</td> <td>炉内蒸気発生装置</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉心保護機能</td> <td>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保護に陥ることを格納容器内蒸気発生装置モードにより確認する。炉心保護により、原子炉格納容器内に水蒸気が放出されるため、原子炉格納容器内の水蒸気量が増加する</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内水蒸気量 (GA)</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源装置による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉水位調整機能</td> <td>常設代替交流電源装置による交流電源供給、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。 ドライウエル蒸気発生装置が原子炉注水の飽和温度を越えた場合水位不同と判断する。換熱期及び原子炉注水量による水位調整手段を使用し、原子炉水位を安定する</td> <td>常設代替交流電源装置 換水移送ポンプ 換水の循環 駆動タンク</td> <td>タンクローリ (10%)</td> <td>原子炉注力 (GA) 原子炉注力 換水移送ポンプ水量 (原子炉注力) 換水の循環水量 (GA) ドライウエル蒸気発生装置</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】：重大事故等対応措置（設計基準に拠）</p>	制約及び条件	操作	有効性評価上期待する事故対応措置			実効措置	可達措置	対応措置	原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化、原子炉制御棒挿入又は全交流動力電源喪失が原因として原子炉がスクラムしたことを確認する	—	—	早期出力調整モード 起動モード	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	—	—	【原子炉格納容器内蒸気発生装置】 【高圧炉心注水系統装置】 【換気熱除去系統装置】	全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能状態並びに対応準備	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。これにより炉内蒸気発生装置 (SG) の電源が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。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の起動ができず、非常用蒸気発生装置 (SG) の電源が使用できない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源装置、代替原子炉格納冷却系、低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する	炉内蒸気発生装置	—	—	炉心保護機能	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保護に陥ることを格納容器内蒸気発生装置モードにより確認する。炉心保護により、原子炉格納容器内に水蒸気が放出されるため、原子炉格納容器内の水蒸気量が増加する	—	—	格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内水蒸気量 (GA)	常設代替交流電源装置による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉水位調整機能	常設代替交流電源装置による交流電源供給、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。 ドライウエル蒸気発生装置が原子炉注水の飽和温度を越えた場合水位不同と判断する。換熱期及び原子炉注水量による水位調整手段を使用し、原子炉水位を安定する	常設代替交流電源装置 換水移送ポンプ 換水の循環 駆動タンク	タンクローリ (10%)	原子炉注力 (GA) 原子炉注力 換水移送ポンプ水量 (原子炉注力) 換水の循環水量 (GA) ドライウエル蒸気発生装置
制約及び条件			操作	有効性評価上期待する事故対応措置																																																															
	実効措置	可達措置		対応措置																																																															
原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化、原子炉制御棒挿入又は全交流動力電源喪失が原因として原子炉がスクラムしたことを確認する	—	—	早期出力調整モード 起動モード																																																															
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	—	—	【原子炉格納容器内蒸気発生装置】 【高圧炉心注水系統装置】 【換気熱除去系統装置】																																																															
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能状態並びに対応準備	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。これにより炉内蒸気発生装置 (SG) の電源が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。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の起動ができず、非常用蒸気発生装置 (SG) の電源が使用できない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源装置、代替原子炉格納冷却系、低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する	炉内蒸気発生装置	—	—																																																															
炉心保護機能	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保護に陥ることを格納容器内蒸気発生装置モードにより確認する。炉心保護により、原子炉格納容器内に水蒸気が放出されるため、原子炉格納容器内の水蒸気量が増加する	—	—	格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内水蒸気量 (GA)																																																															
常設代替交流電源装置による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉水位調整機能	常設代替交流電源装置による交流電源供給、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。 ドライウエル蒸気発生装置が原子炉注水の飽和温度を越えた場合水位不同と判断する。換熱期及び原子炉注水量による水位調整手段を使用し、原子炉水位を安定する	常設代替交流電源装置 換水移送ポンプ 換水の循環 駆動タンク	タンクローリ (10%)	原子炉注力 (GA) 原子炉注力 換水移送ポンプ水量 (原子炉注力) 換水の循環水量 (GA) ドライウエル蒸気発生装置																																																															
制約及び条件	操作	有効性評価上期待する事故対応措置																																																																	
		実効措置	可達措置	対応措置																																																															
原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化、原子炉制御棒挿入又は全交流動力電源喪失が原因として原子炉がスクラムしたことを確認する	—	—	早期出力調整モード 起動モード																																																															
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	—	—	【原子炉格納容器内蒸気発生装置】 【高圧炉心注水系統装置】 【換気熱除去系統装置】																																																															
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能状態並びに対応準備	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。これにより炉内蒸気発生装置 (SG) の電源が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。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の起動ができず、非常用蒸気発生装置 (SG) の電源が使用できない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源装置、代替原子炉格納冷却系、低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する	炉内蒸気発生装置	—	—																																																															
炉心保護機能	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保護に陥ることを格納容器内蒸気発生装置モードにより確認する。炉心保護により、原子炉格納容器内に水蒸気が放出されるため、原子炉格納容器内の水蒸気量が増加する	—	—	格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内蒸気発生装置レベル (SG) 格納容器内水蒸気量 (GA)																																																															
常設代替交流電源装置による交流電源供給及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉水位調整機能	常設代替交流電源装置による交流電源供給、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。 ドライウエル蒸気発生装置が原子炉注水の飽和温度を越えた場合水位不同と判断する。換熱期及び原子炉注水量による水位調整手段を使用し、原子炉水位を安定する	常設代替交流電源装置 換水移送ポンプ 換水の循環 駆動タンク	タンクローリ (10%)	原子炉注力 (GA) 原子炉注力 換水移送ポンプ水量 (原子炉注力) 換水の循環水量 (GA) ドライウエル蒸気発生装置																																																															

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

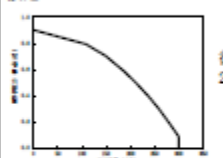
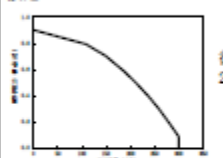
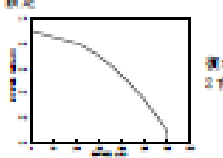
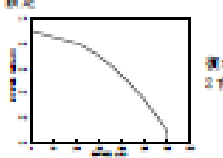
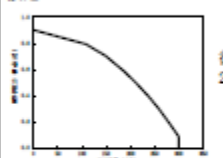
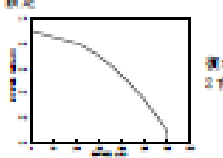
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																																																																																																
<p>表 3.1.3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における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）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">実施及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="2">有効性評価上期待する事故対応効果</th> </tr> <tr> <th>可及効果</th> <th>計装効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替格納容器スプレィ再設営による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器温度が約 100℃に到達した場合、格納容器により破損口まで水位到達を確保後、代替格納容器スプレィ再設営により原子炉格納容器冷却を再開する。 格納容器により炉心を冷却維持できる範囲で、原子炉圧水と代替格納容器スプレィを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プールの水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プールの水位がベントライン以下を確保しないよう格納容器スプレィを停止する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯留槽</td> <td>ドライウェル内部構造 格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) 復水再給水系統 (原子炉格納容器) 復水貯留槽水位 (5kPa)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.52MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却を再開する。</td> <td>格納容器圧力過剰装置 代替格納容器圧力過剰装置</td> <td>格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置後置フィルタ装置</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 1 】 重大事故等対策効果 (設計基準状態)</p>		実施及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対応効果		可及効果	計装効果	代替格納容器スプレィ再設営による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 100℃に到達した場合、格納容器により破損口まで水位到達を確保後、代替格納容器スプレィ再設営により原子炉格納容器冷却を再開する。 格納容器により炉心を冷却維持できる範囲で、原子炉圧水と代替格納容器スプレィを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プールの水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プールの水位がベントライン以下を確保しないよう格納容器スプレィを停止する。	復水移送ポンプ 復水貯留槽	ドライウェル内部構造 格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) 復水再給水系統 (原子炉格納容器) 復水貯留槽水位 (5kPa)		格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.52MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却を再開する。	格納容器圧力過剰装置 代替格納容器圧力過剰装置	格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置後置フィルタ装置		<p>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）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">実施及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="2">有効性評価上期待する事故対応効果</th> </tr> <tr> <th>可及効果</th> <th>計装効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>代替格納容器スプレィ再設営による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器温度が約 100℃に到達した場合、格納容器により破損口まで水位到達を確保後、代替格納容器スプレィ再設営により原子炉格納容器冷却を再開する。 格納容器により炉心を冷却維持できる範囲で、原子炉圧水と代替格納容器スプレィを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プールの水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プールの水位がベントライン以下を確保しないよう格納容器スプレィを停止する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯留槽 電線リレー</td> <td>ドライウェル内部構造 格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) 復水再給水系統 (原子炉格納容器) 復水貯留槽水位 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却</td> <td>格納容器圧力が 0.52MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却を再開する。</td> <td>格納容器内圧力過剰装置</td> <td>格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置後置フィルタ装置</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 1 】 重大事故等対策効果 (設計基準状態)</p>		実施及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対応効果		可及効果	計装効果	代替格納容器スプレィ再設営による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 100℃に到達した場合、格納容器により破損口まで水位到達を確保後、代替格納容器スプレィ再設営により原子炉格納容器冷却を再開する。 格納容器により炉心を冷却維持できる範囲で、原子炉圧水と代替格納容器スプレィを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プールの水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プールの水位がベントライン以下を確保しないよう格納容器スプレィを停止する。	復水移送ポンプ 復水貯留槽 電線リレー	ドライウェル内部構造 格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) 復水再給水系統 (原子炉格納容器) 復水貯留槽水位 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位		格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.52MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却を再開する。	格納容器内圧力過剰装置	格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置後置フィルタ装置		② (計器名称の変更) ⑤																																																																
実施及び操作	操作			有効性評価上期待する事故対応効果																																																																																																
		可及効果	計装効果																																																																																																	
代替格納容器スプレィ再設営による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 100℃に到達した場合、格納容器により破損口まで水位到達を確保後、代替格納容器スプレィ再設営により原子炉格納容器冷却を再開する。 格納容器により炉心を冷却維持できる範囲で、原子炉圧水と代替格納容器スプレィを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プールの水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プールの水位がベントライン以下を確保しないよう格納容器スプレィを停止する。	復水移送ポンプ 復水貯留槽	ドライウェル内部構造 格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) 復水再給水系統 (原子炉格納容器) 復水貯留槽水位 (5kPa)																																																																																																	
格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.52MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却を再開する。	格納容器圧力過剰装置 代替格納容器圧力過剰装置	格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置後置フィルタ装置																																																																																																	
実施及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対応効果																																																																																																		
		可及効果	計装効果																																																																																																	
代替格納容器スプレィ再設営による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約 100℃に到達した場合、格納容器により破損口まで水位到達を確保後、代替格納容器スプレィ再設営により原子炉格納容器冷却を再開する。 格納容器により炉心を冷却維持できる範囲で、原子炉圧水と代替格納容器スプレィを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プールの水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プールの水位がベントライン以下を確保しないよう格納容器スプレィを停止する。	復水移送ポンプ 復水貯留槽 電線リレー	ドライウェル内部構造 格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) 復水再給水系統 (原子炉格納容器) 復水貯留槽水位 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位																																																																																																	
格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却	格納容器圧力が 0.52MPa(gage)に到達した場合、格納容器圧力過剰装置又は代替格納容器圧力過剰装置による原子炉格納容器冷却を再開する。	格納容器内圧力過剰装置	格納容器内圧力 (5kPa) 格納容器内圧力 (5kPa) サブプレッション・チェンバ・プールの水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置後置フィルタ装置																																																																																																	
<p>表 3.1.3.2 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）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,920MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa(gage)</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (モバレータスカード下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9燃料 (A型)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の燃焼熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t</td> <td>サイクル末期の燃焼度のはらつきを考慮し、10%の保守性を考慮</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ドライウェル)</td> <td>7,350m³</td> <td>ドライウェル内体積の設計値 (空体積から内部機器及び汚染物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ウェットウェル)</td> <td>空間部: 5,960m³ 液相部: 3,580m³</td> <td>ウェットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3.43kPa (ドライウェル-サブプレッション・チェンバ間差圧)</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m (NWL)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温</td> <td>35℃</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>57℃</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>		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	3,920MWt	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 (モバレータスカード下端から+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)	—	原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のはらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (空体積から内部機器及び汚染物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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 (NWL)	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	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	<p>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）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,920MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa(gage)</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (モバレータスカード下端から+119cm)</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>52,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9燃料 (A型)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の燃焼熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t</td> <td>サイクル末期の燃焼度のはらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ドライウェル)</td> <td>7,350m³</td> <td>ドライウェル内体積の設計値 (空体積から内部機器及び汚染物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積 (ウェットウェル)</td> <td>空間部: 5,960m³ 液相部: 3,580m³</td> <td>ウェットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3.43kPa (ドライウェル-サブプレッション・チェンバ間差圧)</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m (通常運転水位)</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温</td> <td>35℃</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa(gage)</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>57℃</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>		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	3,920MWt	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 (モバレータスカード下端から+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)	—	原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のはらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (空体積から内部機器及び汚染物の体積を除いた値)	格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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(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	⑤
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	3,920MWt	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 (モバレータスカード下端から+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)	—																																																																																																		
原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のはらつきを考慮し、10%の保守性を考慮																																																																																																		
格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (空体積から内部機器及び汚染物の体積を除いた値)																																																																																																		
格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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 (NWL)	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	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																																																																																																		
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	3,920MWt	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 (モバレータスカード下端から+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)	—																																																																																																		
原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のはらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定																																																																																																		
格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (空体積から内部機器及び汚染物の体積を除いた値)																																																																																																		
格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウェットウェル内体積の設計値 (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 (ドライウェル-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(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																																																																																																		

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																														
<p>表 3.1.3.2 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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断</td> <td>原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>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</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> <td>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対する影響が軽微であることから考慮していない。</td> </tr> </tbody> </table>	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対する影響が軽微であることから考慮していない。	<p>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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断</td> <td>原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>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</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水素ガスの発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>	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	⑤
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対する影響が軽微であることから考慮していない。																														
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																														
<p>表 3.1.3.2 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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラム</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>最大 300m³/h で注水、その後は炉心を冠水維持するよう注水</td> <td>設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系</td> <td>140m³/h にてスプレィ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置</td> <td>格納容器圧力が 0.02MPa [gauge] 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</td> <td>格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して、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</td> </tr> </tbody> </table>	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するよう注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性	代替格納容器スプレィ冷却系	140m ³ /h にてスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定	格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.02MPa [gauge] 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及び代替格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して、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	<p>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)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラム</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</td> </tr> <tr> <td>低圧代替注水系 (常設)</td> <td>最大 300m³/h で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御</td> <td>設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)</td> <td>140m³/h にて原子炉格納容器内へスプレィ</td> <td>格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置</td> <td>格納容器圧力が 0.02MPa [gauge] 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</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>	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  復水移送ポンプ 2 台による注水特性	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.02MPa [gauge] 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	⑤
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するよう注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性																														
代替格納容器スプレィ冷却系	140m ³ /h にてスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定																														
格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.02MPa [gauge] 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及び代替格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して、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																														
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  復水移送ポンプ 2 台による注水特性																														
代替格納容器スプレィ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し、設定																														
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.02MPa [gauge] 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																														

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																								
<p>表 3.1.3.2 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)</p> <table border="1" data-bbox="264 478 1193 793"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に關連する操作条件 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</td> <td>事象発生 70 分後</td> <td>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作</td> <td>破断口まで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時</td> <td>格納容器限界温度到達防止を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力逃がし装置又は代替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</td> <td>格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] 接近時</td> <td>格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に關連する操作条件 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	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による原子炉格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時	格納容器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又は代替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	格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] 接近時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定	<p>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)</p> <table border="1" data-bbox="1291 478 2190 783"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に關連する操作条件 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</td> <td>事象発生 70 分後</td> <td>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>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</td> <td>原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td>格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] 接近時</td> <td>原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に關連する操作条件 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	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	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	格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] 接近時	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定	<p>⑤</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																								
重大事故等対策に關連する操作条件 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	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による原子炉格納容器冷却操作	破断口まで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時	格納容器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又は代替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	格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] 接近時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定																								
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																								
重大事故等対策に關連する操作条件 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	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																								
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	格納容器圧力が 0.62MPa [gauge] 接近時	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定																								

変更前	変更後	変更理由
<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり TQUX, 長期 TB, TBU 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では, 原子炉の出力運転中に運転時の異常な過渡変化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, 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し, 溶融炉心, 水蒸気, 水素ガス等が急速に放出され, 原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより, 急速に原子炉格納容器圧力が上昇する等, 原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 溶融炉心, 水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため, 原子炉圧力容器の破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって, 原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また, 原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに, 格納容器下部注水系(常設)によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な原子炉格納容器下部水位及び水量を確保するとともに, 溶融炉心が落下するまで, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器の冷却を実施する。溶融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系(常設)によって溶融炉心を冷却するとともに, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。その後, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p>	<p>3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUX, 長期 TB, TBU 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化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, 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し, 溶融炉心, 水蒸気, 水素ガス等が急速に放出され, 原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより, 急速に格納容器圧力が上昇する等, 原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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, 溶融炉心, 水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため, 原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって, 原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また, 原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに, 格納容器下部注水系(常設)によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに, 溶融炉心が落下するまで, 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実施する。溶融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系(常設)によって溶融炉心を冷却するとともに, 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実施する。その後, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>なお, 本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し, 原子炉圧力容器の破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して, 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し, 溶融炉心, 水蒸気及び水素ガスが急速に放出され, 原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して, 原子炉減圧を可能とするため, 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また, 原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し, 逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段を整備し, 原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段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手段を整備する。なお, これらの原子炉圧力容器の破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a から i に示すとともに, a から i の重大事故等対策についての設備と操作手順の関係を第 3.2.1 表に示す。a から i の重大事故等対策のうち, 本格納容器破損モードに関する重大事故等対策は以下の a から e 及び g である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に, 手順の概要を第 3.2.5 図に示す。第 3.2.1 図から第 3.2.4 図のうち, 本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は第 3.2.1 図及び第 3.2.3 図である。</p>	<p>なお, 本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し, 原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して, 原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し, 溶融炉心, 水蒸気, 水素ガス等が急速に放出され, 原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して, 原子炉減圧を可能とするため, 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また, 原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し, 逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却手段を整備し, 原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお, これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a から j に示すとともに, a から j の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.2.1 表に示す。このうち, 本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a から f 及び h である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2.1 図から第 3.2.4 図に, 対応手順の概要を第 3.2.5 図に示す。このうち, 本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2.1 図及び第 3.2.3 図である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<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 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, 代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 26 名^{※1}である。必要な要員と作業項目について第 3.2.6 図に示す。</p> <p>なお, 評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を評価事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 28 名で対処可能である。</p> <p>※1 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが, 必要な要員の評価においては, 保守的に代替原子炉補機冷却系の使用を想定した。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認 運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し, 原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p>	<p>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, 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, 代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 26 名^{※1}である。必要な要員と作業項目について第 3.2.6 図に示す。</p> <p>なお, 評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を評価事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 28 名で対処可能である。</p> <p>※1 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが, 必要な要員の評価においては, 保守的に代替原子炉補機冷却系の使用を想定。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認 運転時の異常な過渡変化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。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は, 平均出力領域モニタ等である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下し続け, 原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが, 全ての非常用炉心冷却系が機能喪失^{※2}していることを確認する。</p> <p>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>※2 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合を想定。</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し, 炉心が露出し, 炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は, ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のγ線線量率が設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内雰囲気放射線レベルである。</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>炉心損傷が発生すれば, ジルコニウム-水反応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の状況を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度の状況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。</p>	<p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム後, 原子炉水位は低下し続け, 原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが, 全ての非常用炉心冷却系が機能喪失^{※2}していることを確認する。</p> <p>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>※2 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合を想定。</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し, 炉心が露出し, 炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は, ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のγ線線量率が設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は, 格納容器内雰囲気放射線レベルである。</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>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば, ジルコニウム-水反応等により水素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, 格納容器内水素濃度(SA)である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p>e. 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行（以下、「リロケーション」という。）を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度 190℃到達を確認した場合には、原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、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による原子炉格納容器冷却※3 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。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系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、ドライウェル雰囲気温度、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ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。</p> <p>※3 原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.1)</p>	<p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁 2 個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p>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</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達により熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度 190℃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）による原子炉格納容器冷却※3 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。</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、ドライウェル雰囲気温度、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。</p> <p>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。</p> <p>※3 原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.1)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>f. 原子炉格納容器下部への注水 原子炉への注水手段がないため, 炉心が溶融してリロケーションする。 リロケーションを確認するために必要な計装設備は, 原子炉压力容器下鏡部温度である。 原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達によりリロケーションを確認した場合, 原子炉压力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は, 原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため, 原子炉格納容器下部の水位が 2m (注水量 180m³ 相当) に到達していることを確認した後, 原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p> <p>原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は, 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)及び格納容器下部水位である。</p> <p>また, 原子炉格納容器下部への注水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。</p> <p>g. 原子炉压力容器破損確認 原子炉压力容器の破損を直接確認する計装設備はないため, 複数のパラメータの変化傾向により判断する。 原子炉压力容器の破損の徴候として, 原子炉水位の低下, 制御棒位置の指示値喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。また, 原子炉圧力の急激な低下, ドライウェル圧力の急激な上昇, 原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉压力容器の破損を判断する。 これらにより原子炉压力容器の破損を判断した後は, 原子炉圧力と上部格納容器圧力の差圧が 0.10MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉压力容器の破損を再確認する。</p>	<p>g. 原子炉格納容器下部への注水 原子炉への注水手段がないため, 炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。 炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は, 原子炉压力容器下鏡部温度である。 原子炉压力容器下鏡部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合, 原子炉压力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は, 原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため, 原子炉格納容器下部の水位が 2m (注水量 180m³ 相当) に到達していることを確認した後, 原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p> <p>原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は, 復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)及び格納容器下部水位である。</p> <p>また, 原子炉格納容器下部への注水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。</p> <p>h. 原子炉压力容器破損確認 原子炉压力容器破損を直接確認する計装設備はないため, 複数のパラメータの変化傾向により判断する。 原子炉压力容器破損の徴候として, 原子炉水位の低下, 制御棒位置の指示値喪失数増加, 原子炉压力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。また, 原子炉圧力の急激な低下, ドライウェルの圧力の急激な上昇, 原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉压力容器破損を判断する。 これらにより原子炉压力容器破損を判断した後は, 原子炉圧力とドライウェルの圧力の差圧が 0.10MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉压力容器破損を再確認する。</p>	<p>⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>h. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため, 原子炉圧力容器が破損し, 溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は, 格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う。</p> <p>格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は, 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 等である。</p> <p>格納容器下部注水系 (常設) により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは, 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の他, 格納容器下部水位計によっても確認することができるが, 原子炉圧力容器破損時の影響により, 格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても, 以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること 原子炉格納容器上部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること 原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること <p>これらは, 短時間ではなく数時間の推移を確認する。</p> <p>溶融炉心の冷却維持は, 主に格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部注水によって実施するが, サプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ (通常運転水位+約 1.5m) を超える場合には, リターンラインを通じたサプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき, サプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。</p>	<p>i. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため, 原子炉圧力容器が破損し, 溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は, 格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う。</p> <p>格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は, 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 等である。</p> <p>格納容器下部注水系 (常設) により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは, 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) のほか, 格納容器下部水位計によっても確認することができるが, 原子炉圧力容器破損時の影響により, 格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても, 以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること 原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること <p>これらは, 短時間ではなく数時間の推移を確認する。</p> <p>溶融炉心の冷却維持は, 主に格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部注水によって実施するが, サプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ (通常運転水位+約 1.5m) を超える場合には, リターンラインを通じたサプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき, サプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>i. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱^{※3}</p> <p>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。代替循環冷却系の運転の準備が完了した後、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系の運転による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水流量計（格納容器下部注水流量）及び復水補給水系流量計（RHR B 系代替注水流量）を用いて格納容器下部注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器下部注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系の運転による溶融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、復水補給水流量（格納容器下部注水流量）等であり、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、サプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>※3 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。</p> <p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、</p>	<p>j. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱^{※4}</p> <p>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。代替循環冷却系の運転の準備が完了した後、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系の運転による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水流量計（格納容器下部注水流量）及び復水補給水系流量計（RHR B 系代替注水流量）を用いて格納容器下部注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器下部注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による溶融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、復水補給水流量（格納容器下部注水流量）等であり、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・プール水温度等である。</p> <p>※4 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</p> <p>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH発生）」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、</p>	<p>⑤</p> <p>③（計器名称の変更）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉压力容器の破損に至る前提とした。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉压力容器が破損するまでの時間の遅れや原子炉格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件はこれらの不確かさを包絡する。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCA をプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉压力容器が高压の状態に破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCA をプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である低圧注水系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧ロジックが作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉压力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉压力容器破損に至</p>	<p>高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉压力容器破損に至る前提とした。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉压力容器が破損するまでの時間の遅れや原子炉格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCA をプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉压力容器が高压の状態に破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCA をプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である低圧注水系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧ロジックが作動せず、全ての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉压力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉压力容器破損に至</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧ロジックは低圧注水系の起動が作動条件の1つであるため、低圧注水系が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事故進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事故進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態を TQUX とし、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV としており、異なるプラント状態を選定している。TQUX と TQUV では喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUV では設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の機能に期待し、TQUX では重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUV では原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUX は高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高圧熔融物放出/</p>	<p>る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧ロジックは低圧注水系の起動が作動条件の一つであるため、低圧注水系が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態を TQUX とし、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV としており、異なるプラント状態を選定している。TQUX と TQUV では喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUV では設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の機能に期待し、TQUX では重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUV では原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUX は高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高圧熔融物放出/</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>格納容器雰囲気直接加熱」, 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については, 1つの評価事故シーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流及び原子炉圧力容器における冷却材放出(臨界流・差圧流), 炉心損傷後のリロケーション, 原子炉圧力容器内 FCI(溶融炉心細粒化), 原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達), 構造材との熱伝達, 炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達, 原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉圧力容器内, 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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シー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 3.2.2 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) 起回事象</p> <p>起回事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心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想定する。</p>	<p>格納容器雰囲気直接加熱」, 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については, 同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは, 炉心における崩壊熱, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形, 沸騰・ボイド率変化, 気液分離(水位変化)・対向流, 原子炉圧力容器における冷却材放出(臨界流・差圧流), 炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション, 原子炉圧力容器内 FCI(溶融炉心細粒化), 原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達), 構造材との熱伝達, 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シー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 3.2.2 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) 起回事象</p> <p>起回事象として, 給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心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想定する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※4}ものとする。これは、炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※4 代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧代替注水系機能喪失を想定。格納容器下部注水系等、復水移送ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</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。 本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が燃料の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定する。</p> <p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPでは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、MAAPで得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、主蒸気隔離弁閉信号によるものとする。</p>	<p>さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※5}ものとする。これは、炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※5 代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低圧代替注水系機能喪失を想定。格納容器下部注水系等、復水移送ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</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。 本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定する。</p> <p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応及び熔融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2 個) を使用するものとし, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(c) 格納容器下部注水系 (常設) 原子炉圧力容器の破損前に, 格納容器下部注水系 (常設) により, 90m³/h で原子炉格納容器下部に注水し, 水位が 2m に到達するまで水張りを実施するものとする。 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は, 格納容器下部注水系 (常設) により崩壊熱相当の注水を行うものとする。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系 原子炉圧力容器の破損前は, 代替格納容器スプレイ冷却系により 70m³/h で原子炉格納容器内にスプレイする。原子炉圧力容器の破損後は, 格納容器圧力の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 130m³/h 以上で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系^{※5} 代替循環冷却系の循環流量は, 原子炉格納容器上部に約 140m³/h, 原子炉格納容器下部に約 50m³/h で, それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。 ※5 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが, 代替循環冷却系による除熱量の評価においては, 保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。</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は, 「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。 (a) 原子炉急速減圧操作は, 設計基準事故対処設備による原子炉注水機能 (非常用炉心冷却系) のみならず, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している</p>	<p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて, 原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また, 原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁 (2 個) を使用するものとし, 容量として, 1 個あたり定格主蒸気流量の約 5% を処理するものとする。</p> <p>(c) 格納容器下部注水系 (常設) 原子炉圧力容器破損前に, 格納容器下部注水系 (常設) により 90m³/h で原子炉格納容器下部に注水し, 水位が 2m に到達するまで水張りを実施するものとする。 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は, 格納容器下部注水系 (常設) により崩壊熱相当の注水を行うものとする。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 原子炉圧力容器破損前に, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) により 70m³/h で原子炉格納容器内にスプレイする。原子炉圧力容器破損後は, 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 以上で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系^{※6} 代替循環冷却系の循環流量は, 全体で約 190m³/h とし, ドライウエルへ約 140m³/h, 原子炉格納容器下部へ約 50m³/h にて流量分配し, それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。 ※6 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが, 代替循環冷却系による除熱量の評価においては, 保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</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は, 「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。 (a) 原子炉急速減圧操作は, 設計基準事故対処設備による原子炉注水機能 (非常用炉心冷却系) のみならず, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>場合の運転手順に従い, 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却) は, 原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し, 原子炉压力容器の破損を確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器の破損前の先行水張り) は, 原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し, 原子炉格納容器下部の水位が2m (総注水量 180m³) に到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器の破損後の注水) は, 原子炉压力容器の破損を確認した場合に開始する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉压力容器の破損後の原子炉格納容器冷却) は, 格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお, 格納容器スプレイは, 代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し, 事象発生から約20時間後に停止するものとする。</p> <p>(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作^{※6}は, 代替循環冷却系への切替えの準備時間等を考慮し, 格納容器スプレイ停止から0.5時間後の, 事象発生から20.5時間後から開始するものとする。</p> <p>※6 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが, 代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものと</p>	<p>場合の運転手順に従い, 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作 (原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却) は, 原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し, 原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器破損前の先行水張り) は, 原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し, 原子炉格納容器下部の水位が2m (注水量180m³相当) に到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(d) 格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉压力容器破損後の注水) は, 原子炉压力容器破損を確認した場合に開始する。</p> <p>(e) 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 (原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却) は, 格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお, 格納容器スプレイは, 代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し, 事象発生から約20時間後に停止するものとする。</p> <p>(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作^{※7}は, 代替循環冷却系への切替えの準備時間等を考慮し, 格納容器スプレイ停止から0.5時間後の, 事象発生から20.5時間後から開始するものとする。</p> <p>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが, 代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものと</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>し、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。</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) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、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^{※7}されるものとする。 ※7 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 MAAP 解析の方が NUREG-1465 より大きく算出する。</p> <p>(c) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 に対しては、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバ・プールでのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</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、原子炉建屋の換気空調系停止時における原子炉建屋から大気中への漏えい率を 10%/日 (一定) とした。</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 3.2.3)</p>	<p>し、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定する。</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. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{※8}されるものとする。 ※8 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. 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>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>(b) 非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。</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 3.2.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映) ③ (R/B換気率の見直し)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位, 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び注水流量の推移を第3.2.7図から第3.2.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)が機能喪失し, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから, 原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し, 事象発生から約1.0時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点(事象発生から約1.4時間後)で, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動開することで, 原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は実施しないものと仮定するため, 事象発生から約7.0時間後に原子炉圧力容器の破損に至る。</p> <p>事象発生から約3.7時間後, 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で, 格納容器下部注水系(常設)による原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始すると同時に, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器下部注水系(常設)による注水流量を約90m³/hとし, 水位が2mに到達するまで約2時間の注水を実施することで原子炉格納容器下部に2m以上の水位を確保し, 事象発生から約5.7時間後に原子炉格納容器下部への水張りを停止する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し, 熔融炉心が原子炉格納容器下部の水位約2mの水中に落下する際に, 熔融炉心から冷却材への伝熱が起これ, 水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p>	<p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド内外水位), 格納容器圧力, 格納容器温度, サプレッション・チェンバ・プール水位及び注水流量の推移を第3.2.7図から第3.2.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系)が機能喪失し, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから, 原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し, 事象発生から約1.0時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点(事象発生から約1.4時間後)で, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動で開放することで, 原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は実施しないものと仮定するため, 事象発生から約7.0時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から約3.7時間後, 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で, 格納容器下部注水系(常設)による原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始すると同時に, 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行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器下部注水系(常設)による注水流量を約90m³/hとし, 水位が2mに到達するまで約2時間の注水を実施することで原子炉格納容器下部に2mの水位を確保し, 事象発生から約5.7時間後に原子炉格納容器下部への水張りを停止する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し, 熔融炉心が原子炉格納容器下部の水位約2mの水中に落下する際に, 熔融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起これ, 水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。</p> <p>崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系の流量を 130m³/h 以上にすることにより、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。</p> <p>事象発生から 20.5 時間が経過した時点で、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、原子炉格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>なお、事象発生から約 7.0 時間後の原子炉圧力容器の破損までは、逃がし安全弁によって原子炉圧力を 2.0MPa 以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力は約 0.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力を評価項目への対策の有効性を確認するためのパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、本評価事故シーケンスと同じ評価事故シーケンスで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目を評価しているが、その評価結果については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において評価項目を満足することを確認している。また、原子炉格納容器下</p>	<p>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。</p> <p>崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を 130m³/h 以上にすることにより、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。</p> <p>事象発生から 20.5 時間が経過した時点で、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、原子炉格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>なお、事象発生から約 7.0 時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 0.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>部に落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目について、本評価についての対策の有効性を確認する。本評価では、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漏えい量は制限され、また、大気中へは殆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。仮に原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定すると、漏えい量は約 2.7×10^{-3} TBq (7日間) (暫定値) となり、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目を満足する。この評価結果は「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果に比べて十分に小さな値であることから、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量は「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果に対して無視できる程度であることを確認できる。</p> <p>(添付資料 3.5.1, 3.2.2, 3.2.3)</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p>	<p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、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 2.5TBq (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 2.6TBq(30日間)及び約 2.6TBq(100日間)であり、100TBq を下回る。</p> <p>(添付資料 3.5.1, 3.2.2, 3.2.3)</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p>	<p>③ (PCV貫通部のDF見直し及びR/B換気率の見直しに伴う評価の見直し)</p> <p>⑤</p> <p>③ (長期的なCs-137放出の影響確認のため7日間以降のCs-137放出量評価を追加実施)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）とする。</p> <p>ここで、本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、炉心溶融開始後の溶融炉心の移動（リロケーション）が挙げられる。これに対しては、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、リロケーションが発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格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が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、設計基準事</p>	<p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び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（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）が挙げられる。これに対しては、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格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、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、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压力容器内のモデルが精緻である SAFER コードとの比較により、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的により低い水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉压力容器の破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスでは、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉の急速減圧を実施することから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で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</p>	<p>⑤（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関する記載を追加）</p> <p>⑤</p> <p>⑤（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関する記載を追加）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、原子炉压力容器内 FCI 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>炉心損傷後の炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、炉心下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことを確認していることから、下部ヘッドの温度上昇を起点とする、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）の開始に与える影響は小さい。さらに、下部ヘッド温度上昇（300℃到達）は事象発生開始から、約 3.7 時間後の操作であり、多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器内 FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスへの対応では原子炉圧力容器破損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 style="text-align: right;">(添付資料 3.2.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器の破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため、上記の不確かさが運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、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 SAFER コードとの比較により、原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について、一時的により低い水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であること及び原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、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ることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<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が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器の破損時間に対する感度は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、リロケーションが発生する前に運転員等操作により原子炉急速減圧操作を実施し、操作開始後原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、原子炉圧力容器内 FCI を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、炉心下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、熔融燃料の落下時間への影響は小さく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.4)</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熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して早まる時間はわずかなことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.4)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<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 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第3.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えられら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 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件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るため, 原子炉水位の低下が緩やかになり, 有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。 (添付資料3.2.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなる。本評価事故シーケンスでは, 運転員等操作による原子</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 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第3.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えられら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 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和されるが, 操作手順(原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。また, 原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順(原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器冷却操作(原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却)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。 初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。 (添付資料3.2.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>炉急速減圧により, 原子炉圧力容器の破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減しており, 最確条件とした場合には原子炉水位の低下が緩やかになり, 原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが, 原子炉圧力容器の破損時間についても遅くなると考えられること, 原子炉急速減圧開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料3.2.4)</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 操作条件の原子炉急速減圧操作は, 解析上の操作開始時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始(事象発生から約1.4時間後)を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり, また, 原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は, 解析コード及び解析条件の不確かさ(操作条件を除く)により操作開始時間は</p>	<p>水位の低下は緩和され, 原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが, 原子炉圧力容器破損も遅くなり, 原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料3.2.4)</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」, 「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 操作条件の原子炉急速減圧操作は, 解析上の操作時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達時(事象発生から約1.4時間後)を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり, また, 原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため, 操作開始時間に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は, 解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確か</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始（事象発生から約3.7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作における、運転員等操作時間に与える影響については、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）における、運転員等操作時間に与える影響については、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3.2.4)</p>	<p>さにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認しての開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.7時間の時間余裕がある。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操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）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3.2.4)</p>	<p>⑤</p>
<p>遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始（事象発生から約3.7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件の不確かさ（操作条件を除く）により操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定しているため、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作における、運転員等操作時間に与える影響については、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却）における、運転員等操作時間に与える影響については、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3.2.4)</p>	<p>さにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認しての開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.7時間の時間余裕がある。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操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の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（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）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3.2.4)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作については, 原子炉圧力容器の破損までに完了する必要があるが, 原子炉圧力容器の破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉圧力容器の破損前の原子炉格納容器冷却)については, 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後, 速やかに実施することが望ましいが, 原子炉圧力容器の破損前は, 本操作が実施できないものと仮定しても, 格納容器圧力及び格納容器温度が格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することは無く, 逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.4)</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。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.2.4 要員及び資源の確保</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は, 「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名であり, 「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している当直長, 当直副</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作については, 原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが, 原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の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(原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却)については, 原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後, 速やかに実施することが望ましいが, 原子炉圧力容器破損前は, 本操作が実施できないと仮定しても, 格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく, 逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.4)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は, 「3.2.1(3) 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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>長, 運転員及び緊急時対策要員等の 72 名で対処可能である。</p> <p>また, 事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 26 名であり, 発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において, 必要な水源, 燃料及び電源は, 「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイは, 7日間の対応を考慮すると, 号炉あたり合計約2,600m³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5,200m³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防火水槽に移送し, 防火水槽から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を行うことで, 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となる。ここで, 復水貯蔵槽への補給の開始を12時間としているが, これは, 可搬型設備を12時間以内に使用できなかった場合においても, その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.5)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については, 事故発生後7日間最大負荷で運転した場合, 号炉あたり約751kL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10kLの軽油が必要となる。本評価事故シーケンスの評価では取水機能の喪失は想定していないが, 仮に取水機能が喪失して代替原子炉補機冷却系による原子炉格納</p>	<p>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。</p> <p>また, 事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 26 名であり, 発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において, 必要な水源, 燃料及び電源は, 「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への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2,700m³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5,400m³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となる。ここで, 復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが, これは, 可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても, その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.5)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については, 事象発生後7日間最大負荷で運転した場合, 号炉あたり約753kL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。本評価事故シーケンスでは取水機能の喪失は想定していないが, 仮に取水機能が喪失して代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器除</p>	<p>③ (水源評価における単位換算時の水温の条件変更)</p> <p>⑤</p> <p>② (免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③ (燃料試験結果の反映)</p> <p>④ (燃費修正)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

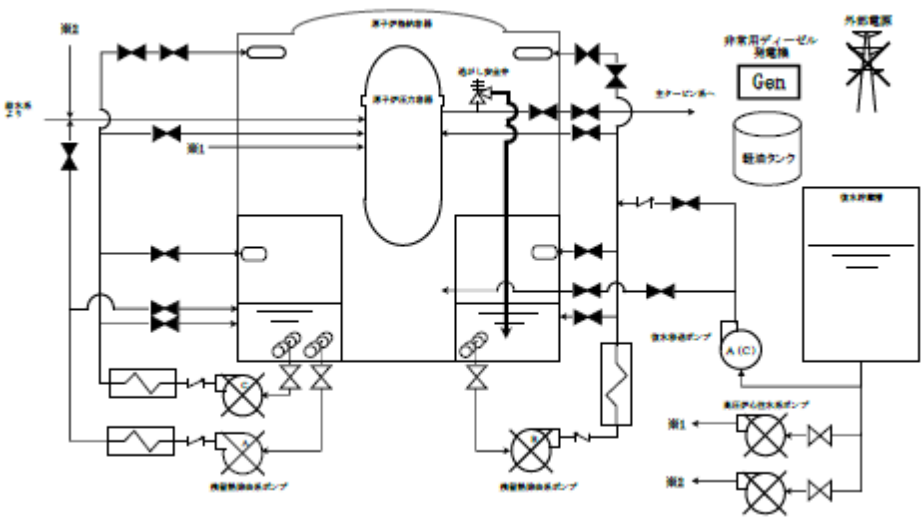
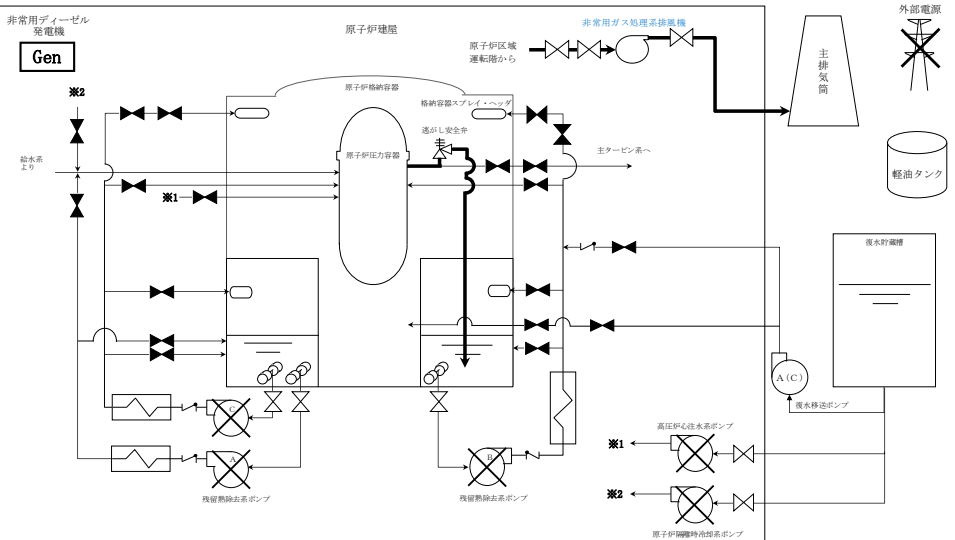
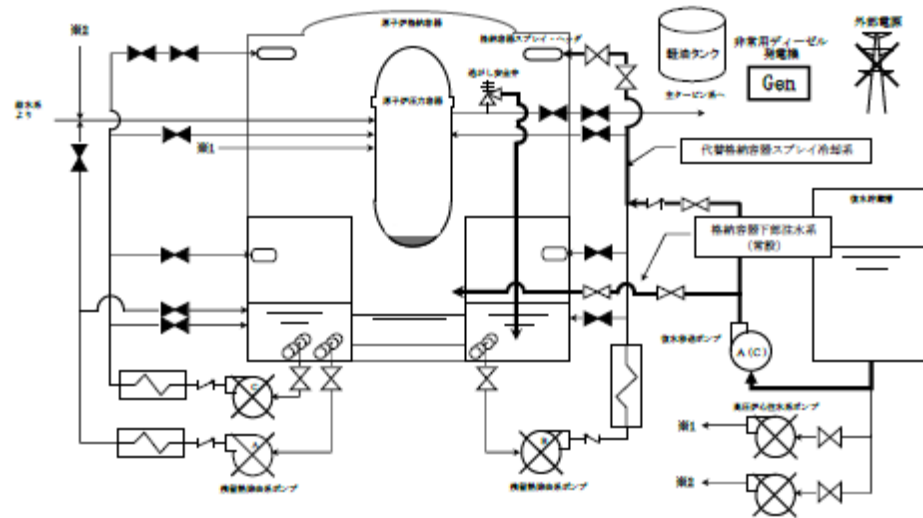
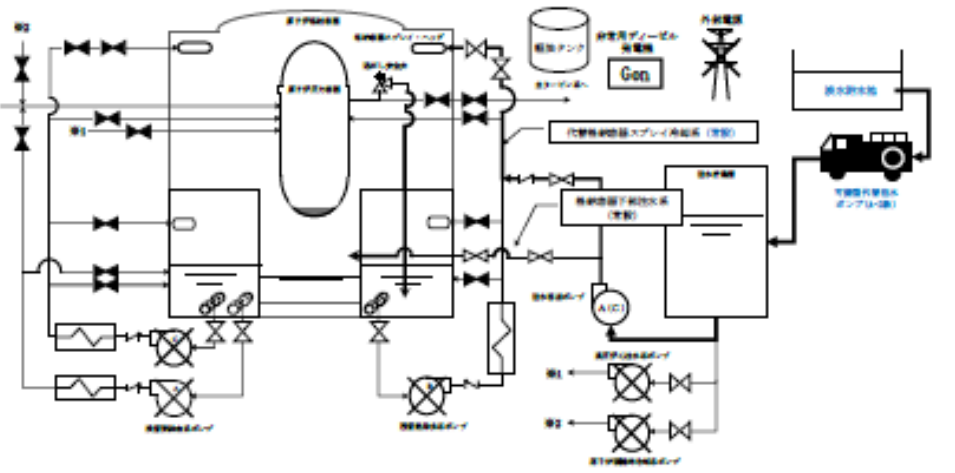
変更前	変更後	変更理由
<p>容器除熱を想定し, 事象発生後7日間代替原子炉補機冷却系専用の電源車を運転した場合, 号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車(熱交換器ユニット用)については, 保守的に事象発生直後からの大容量送水車(熱交換器ユニット用)の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉 合計 約1,735kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計約2,040kL)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, 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, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 代替原子炉補機冷却系の運転, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機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 3.2.6)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し, 各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>3.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では, 運転時の異常な過渡変化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, 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し, 熔融炉心, 水蒸気及び水素ガスが急</p>	<p>熱を想定し, 事象発生後7日間代替原子炉補機冷却系専用の電源車を運転した場合, 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。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1,645kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク(約1020kL)にて合計約2,040kL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, 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, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 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 3.2.6)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し, 各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>3.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では, 運転時の異常な過渡変化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, 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し, 熔融炉心, 水蒸気及び水素ガスが急</p>	<p>②(免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>②(免振重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>速に放出され, 原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては, 逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」について, 有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により, 原子炉圧力容器の破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また, 安定状態を維持できる。 (添付資料 3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において, 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は, 選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>速に放出され, 原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては, 逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」について, 有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても, 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により, 原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また, 安定状態を維持できる。 (添付資料 3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は, 選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき, 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
 <p>第 3.2.1 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図 (原子炉減圧)</p>	 <p>第 3.2.1 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等 対策の概略系統図 (1/4) (原子炉減圧)</p>	<p>② (非常用ガス処理系の位置づけ 変更に伴う反映) ⑤</p>
 <p>第 3.2.2 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図 (原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)</p>	 <p>第 3.2.2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等 対策の概略系統図 (2/4) (原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)</p>	<p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3.2.3 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図 (原子炉圧力容器破損後の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)</p>	<p>第 3.2.3 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4) (原子炉圧力容器破損後の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)</p>	<p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>
<p>第 3.2.4 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の重大事故等対処設備の概略系統図 (代替循環冷却系による溶融炉心冷却, 原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 3.2.4 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (4/4) (代替循環冷却系による溶融炉心冷却, 原子炉格納容器除熱)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>変更前の対応手順の概要図。図3.2.5 図高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱時の対応手順の概要。図には、格納容器の冷却、送水ラインの操作、非常用ガス処理系の位置づけなどに関する詳細な手順が示されています。</p>	<p>変更後の対応手順の概要図。図3.2.5 図「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」の対応手順の概要。変更点として、送水ラインの変更、非常用ガス処理系の位置づけの変更、および記載の拡充・適正化が反映されています。</p>	<p>② (送水ラインの変更) ② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映) ⑤</p>
<p>第 3. 2. 5 図高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱時の対応手順の概要</p>	<p>第 3. 2. 5 図「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」の対応手順の概要</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

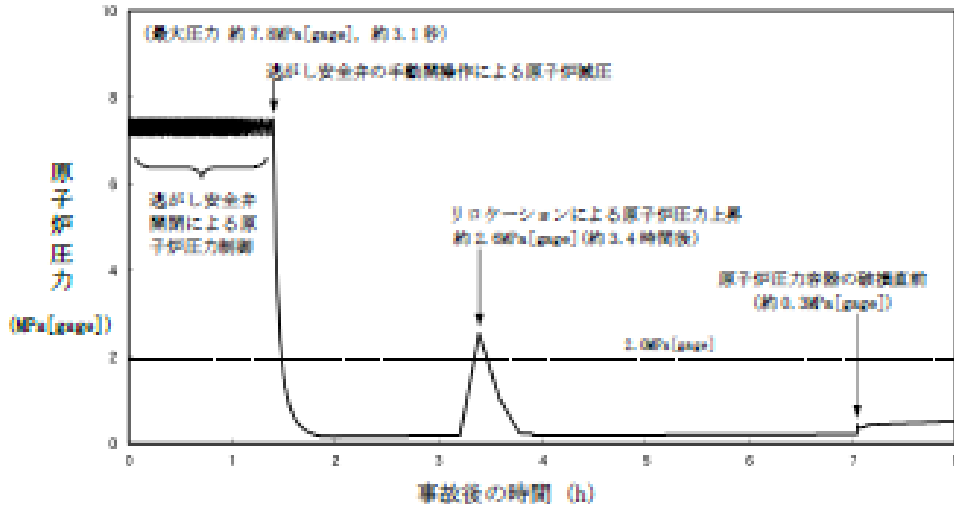
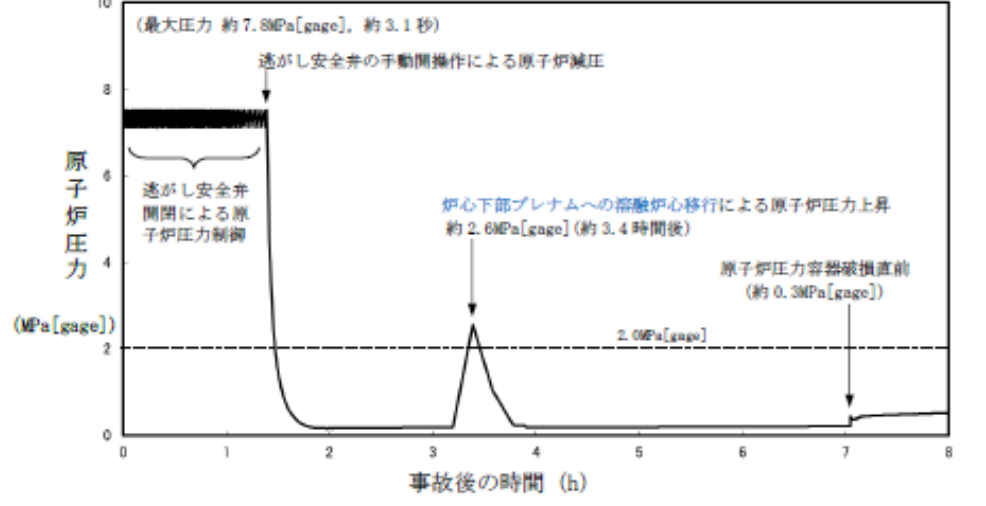
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>② (送水ラインの変更による作業時間の見直し)</p> <p>② (非常用ガス処理系の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>② (給油準備作業時間の見直し)</p> <p>⑤</p>
<p>第 3.2.6 図 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱」時の作業と所要時間</p>	<p>第 3.2.6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱」の作業と所要時間(1/2)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

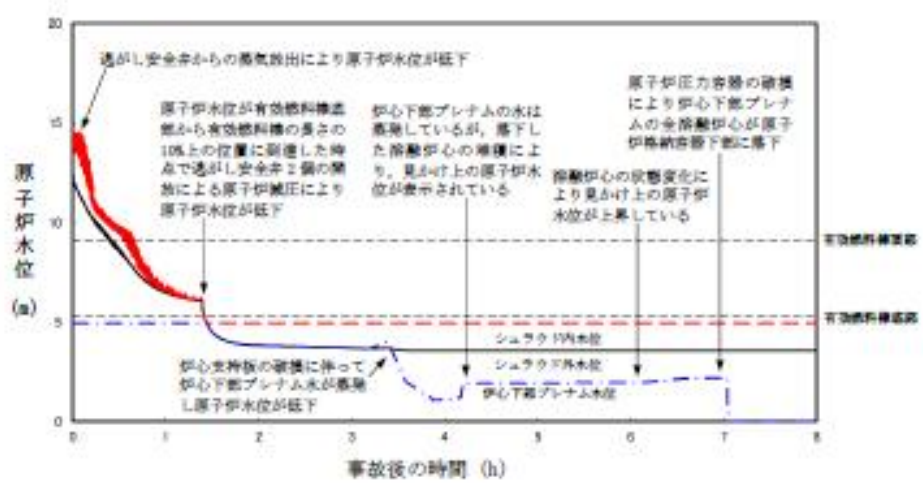
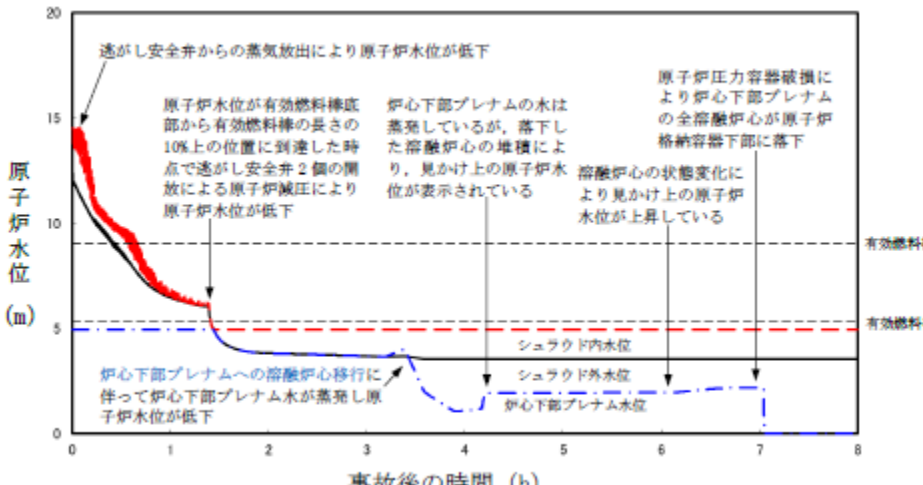
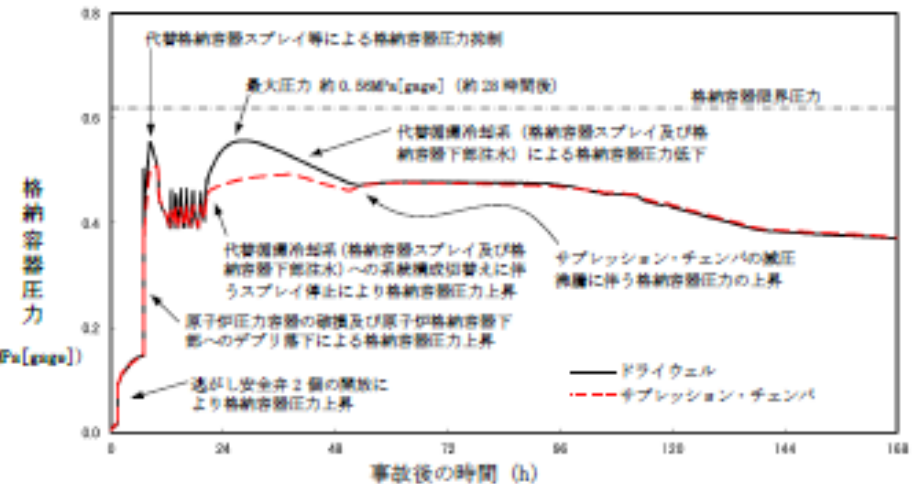
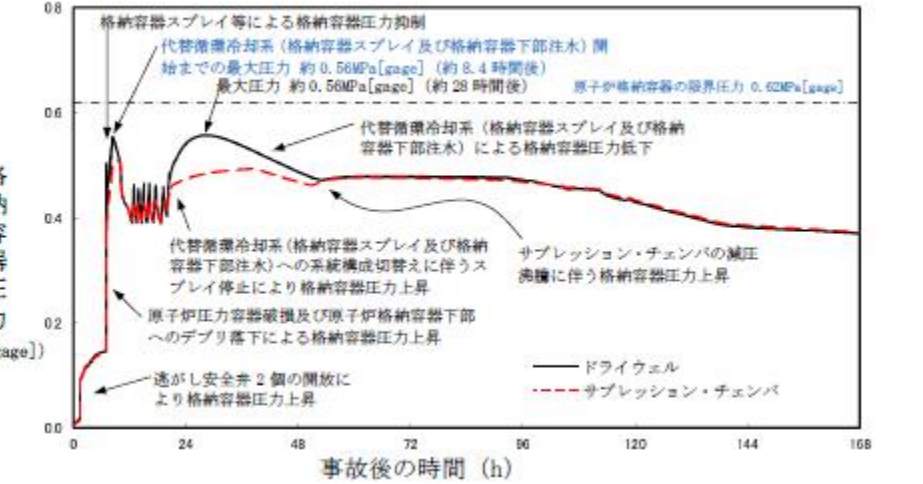
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>第 3.2.7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 3.2.6 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(2/2)</p>  <p>第 3.2.7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>② (給油準備作業時間の見直し) ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>第 3.2.8 図 原子炉水位の推移</p>	 <p>第 3.2.8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>第 3.2.9 図 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第 3.2.9 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3.2.10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 3.2.10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>第 3.2.11 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 3.2.11 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																											
<p>第 3.2.12 図 注水流量の推移</p>	<p>第 3.2.12 図 注水流量の推移</p>	<p>⑤</p>																																																																											
<p>第 3.2.1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時における重大事故等対策について (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作^{注1)}</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可動型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 原子炉スクラム機能</td> <td>運転時の異常な過渡変化又は全交流動力喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】</td> <td>-</td> <td>早期出力削減セキタ 起動領域セキタ</td> </tr> <tr> <td>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認^{注2)}</td> <td>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 【原子炉隔離時炉心冷却系流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する</td> <td>高圧代替注水 復水器</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器循環水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>c. 炉心温度確認</td> <td>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心温度したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心温度が上昇すれば、ジルコニウム-水反応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の状況を確認する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (B/N) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</td> <td>原子炉水位が有効燃料棒束から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>e. 代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却</td> <td>原子炉圧力容器下層部温度 200℃ 到達によりリロケーションを確認した場合、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達を確認した場合又は格納容器温度 19℃ 到達を確認した場合に原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水器ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達によって開始した場合に格納容器圧力が 0.398MPa [gauge] 以下となった時点で停止する</td> <td>復水器ポンプ 復水器</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力容器温度 復水器注水流量 (注3) 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (B/N) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水器循環水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) 項目 a-e は、3.2.1 (5) に示す重大事故等対策の概要の各項目に対応 注2) 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態、高圧炉心注水及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水による原子炉注水ができない場合、</p> <p>【 】: 重大事故等対応設備 (設計基準超過) □: 有効評価上考慮しない操作</p>	判断及び操作 ^{注1)}	操作	有効性評価上期待する事故対応設備			常設設備	可動型設備	計装設備	a. 原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	-	早期出力削減セキタ 起動領域セキタ	b. 高圧・低圧注水機能喪失確認 ^{注2)}	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 【原子炉隔離時炉心冷却系流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】	高圧代替注水による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水 復水器	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器循環水位 (SA)	c. 炉心温度確認	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心温度したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心温度が上昇すれば、ジルコニウム-水反応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の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (B/N) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)	d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒束から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する	逃がし安全弁	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	e. 代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下層部温度 200℃ 到達によりリロケーションを確認した場合、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達を確認した場合又は格納容器温度 19℃ 到達を確認した場合に原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水器ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達によって開始した場合に格納容器圧力が 0.398MPa [gauge] 以下となった時点で停止する	復水器ポンプ 復水器	-	原子炉圧力容器温度 復水器注水流量 (注3) 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (B/N) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水器循環水位 (SA)	<p>第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時」の重大事故等対策について (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可動型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉スクラム機能</td> <td>運転時の異常な過渡変化又は全交流動力喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】</td> <td>-</td> <td>早期出力削減セキタ 起動領域セキタ</td> </tr> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失確認^{注1)}</td> <td>原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時炉心冷却系流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水による原子炉注水</td> <td>高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する</td> <td>高圧代替注水 復水器</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器循環水位 (SA)</td> </tr> <tr> <td>炉心温度確認 水素濃度監視</td> <td>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心温度したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心温度が上昇すれば、ジルコニウム-水反応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の状況を確認する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>格納容器内雰囲気放射線レベル (B/N) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁による原子炉急速減圧</td> <td>原子炉水位が有効燃料棒束から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却</td> <td>原子炉圧力容器下層部温度 200℃ 到達により炉心下層部ブレイクへの移動炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達を確認した場合又は格納容器温度 19℃ 到達を確認した場合に原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水器ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.398MPa [gauge] 以下となった時点で停止する</td> <td>復水器ポンプ 復水器</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力容器温度 復水器注水流量 (注3) 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (B/N) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水器循環水位 (SA)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態、高圧炉心注水及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水による原子炉注水ができない場合、</p> <p>【 】: 重大事故等対応設備 (設計基準超過) □: 有効評価上考慮しない操作</p>	判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対応設備			常設設備	可動型設備	計装設備	原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	-	早期出力削減セキタ 起動領域セキタ	高圧・低圧注水機能喪失確認 ^{注1)}	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時炉心冷却系流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】	高圧代替注水による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水 復水器	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器循環水位 (SA)	炉心温度確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心温度したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心温度が上昇すれば、ジルコニウム-水反応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の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (B/N) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)	逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒束から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する	逃がし安全弁	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力	代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下層部温度 200℃ 到達により炉心下層部ブレイクへの移動炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達を確認した場合又は格納容器温度 19℃ 到達を確認した場合に原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水器ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.398MPa [gauge] 以下となった時点で停止する	復水器ポンプ 復水器	-	原子炉圧力容器温度 復水器注水流量 (注3) 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (B/N) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水器循環水位 (SA)
判断及び操作 ^{注1)}			操作	有効性評価上期待する事故対応設備																																																																									
	常設設備	可動型設備		計装設備																																																																									
a. 原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	-	早期出力削減セキタ 起動領域セキタ																																																																									
b. 高圧・低圧注水機能喪失確認 ^{注2)}	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 【原子炉隔離時炉心冷却系流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】																																																																									
高圧代替注水による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水 復水器	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器循環水位 (SA)																																																																									
c. 炉心温度確認	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心温度したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心温度が上昇すれば、ジルコニウム-水反応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の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (B/N) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)																																																																									
d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒束から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する	逃がし安全弁	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																									
e. 代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下層部温度 200℃ 到達によりリロケーションを確認した場合、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達を確認した場合又は格納容器温度 19℃ 到達を確認した場合に原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水器ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達によって開始した場合に格納容器圧力が 0.398MPa [gauge] 以下となった時点で停止する	復水器ポンプ 復水器	-	原子炉圧力容器温度 復水器注水流量 (注3) 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (B/N) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水器循環水位 (SA)																																																																									
判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対応設備																																																																											
		常設設備	可動型設備	計装設備																																																																									
原子炉スクラム機能	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する	【非常用ディーゼル発電機】 【緊急タンク】	-	早期出力削減セキタ 起動領域セキタ																																																																									
高圧・低圧注水機能喪失確認 ^{注1)}	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時炉心冷却系流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】																																																																									
高圧代替注水による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する	高圧代替注水 復水器	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水器循環水位 (SA)																																																																									
炉心温度確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心温度したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心温度が上昇すれば、ジルコニウム-水反応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の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (B/N) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)																																																																									
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒束から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急速減圧する	逃がし安全弁	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力																																																																									
代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下層部温度 200℃ 到達により炉心下層部ブレイクへの移動炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達を確認した場合又は格納容器温度 19℃ 到達を確認した場合に原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水器ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.469MPa [gauge] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.398MPa [gauge] 以下となった時点で停止する	復水器ポンプ 復水器	-	原子炉圧力容器温度 復水器注水流量 (注3) 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (B/N) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 復水器循環水位 (SA)																																																																									

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

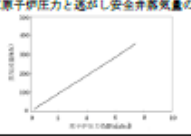
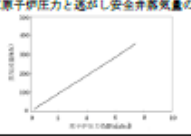
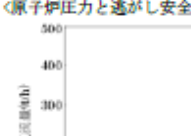
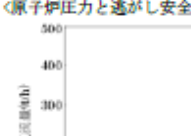
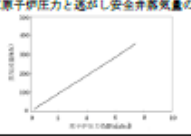
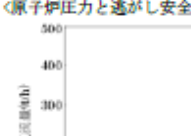
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																																																																
<p>第 3.2.1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時における重大事故等対策について (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対称効果</th> </tr> <tr> <th>事故数値</th> <th>可搬型数値</th> <th>計測数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>f. 原子炉格納容器下部への注水</td> <td>原子炉圧力容器下部温度 300℃到達によりリロケーションを継続した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への注水が目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水流量 190m³/h）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力容器破損 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部注水 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>g. 原子炉圧力容器破損検出</td> <td>原子炉圧力容器の破損を直接検出する計測設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>原子炉水位（SA） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>h. 格納炉心への注水</td> <td>原子炉圧力容器が破損し、格納炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を格納炉心の注水にて継続して行う^{※1}</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>i. 代替復水冷却系による格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱^{※2}</td> <td>代替原子炉格納炉心による代替復水冷却系の運転を開始し、格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱を開始する。代替復水冷却系の運轉流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。</td> <td>復水移送ポンプ 格納タンク</td> <td>代替原子炉格納炉心冷却系 タンクローリ （4kL）</td> <td>復水補給水流量（300 B系代替注水流量） 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 項目 a-e-i は、3.2.1 (3) に示す重大事故等対策の重要な各項目に対応 ※2 原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部注水設計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てについての監視の継続を確保することにより、総合的に格納炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。 ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・原子炉格納容器上部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・原子炉格納容器内の水層厚の上昇が停止すること また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位+約 1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による格納炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。 ※3 本格納容器破損モードの評価事故シナリクスは取水機動作の喪失を伴うものではないが、代替復水冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉格納炉心の設計値を用いた。</p>	判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対称効果			事故数値	可搬型数値	計測数値	f. 原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下部温度 300℃到達によりリロケーションを継続した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への注水が目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水流量 190m³/h）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器破損 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部注水 復水貯蔵槽水位（SA）	g. 原子炉圧力容器破損検出	原子炉圧力容器の破損を直接検出する計測設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	—	—	原子炉水位（SA） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度	h. 格納炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、格納炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を格納炉心の注水にて継続して行う ^{※1}	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）	i. 代替復水冷却系による格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱 ^{※2}	代替原子炉格納炉心による代替復水冷却系の運転を開始し、格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱を開始する。代替復水冷却系の運轉流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 格納タンク	代替原子炉格納炉心冷却系 タンクローリ （4kL）	復水補給水流量（300 B系代替注水流量） 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位	<p>第 3.2.1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時」の重大事故等対策について (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対称効果</th> </tr> <tr> <th>事故数値</th> <th>可搬型数値</th> <th>計測数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器下部への注水</td> <td>原子炉圧力容器下部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの格納炉心移行を継続した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への注水が目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水流量 190m³/h）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力容器破損 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部注水 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器破損検出</td> <td>原子炉圧力容器破損を直接検出する計測設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>原子炉水位（SA） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度</td> </tr> <tr> <td>格納炉心への注水</td> <td>原子炉圧力容器が破損し、格納炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を格納炉心の注水にて継続して行う^{※1}</td> <td>復水移送ポンプ 復水貯蔵槽</td> <td>—</td> <td>復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）</td> </tr> <tr> <td>代替復水冷却系による格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱^{※2}</td> <td>代替原子炉格納炉心による代替復水冷却系の運転を開始し、格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱を開始する。代替復水冷却系の運轉流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。</td> <td>復水移送ポンプ 格納タンク</td> <td>代替原子炉格納炉心冷却系 タンクローリ （4kL）</td> <td>復水補給水流量（300 B系代替注水流量） 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部注水設計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てについての監視の継続を確保することにより、総合的に格納炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。 ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・原子炉格納容器内の水層厚の上昇が停止すること また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位+約 1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による格納炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。 ※2 本格納容器破損モードの評価事故シナリクスは取水機動作の喪失を伴うものではないが、代替復水冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉格納炉心の設計値を用いた。</p>	判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対称効果			事故数値	可搬型数値	計測数値	原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの格納炉心移行を継続した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への注水が目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水流量 190m³/h）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器破損 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部注水 復水貯蔵槽水位（SA）	原子炉圧力容器破損検出	原子炉圧力容器破損を直接検出する計測設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	—	—	原子炉水位（SA） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度	格納炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、格納炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を格納炉心の注水にて継続して行う ^{※1}	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）	代替復水冷却系による格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱 ^{※2}	代替原子炉格納炉心による代替復水冷却系の運転を開始し、格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱を開始する。代替復水冷却系の運轉流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 格納タンク	代替原子炉格納炉心冷却系 タンクローリ （4kL）	復水補給水流量（300 B系代替注水流量） 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位	<p>⑤</p>																																								
判断及び操作			操作	有効性評価上期待する事故対称効果																																																																																														
	事故数値	可搬型数値		計測数値																																																																																														
f. 原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下部温度 300℃到達によりリロケーションを継続した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への注水が目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水流量 190m³/h）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器破損 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部注水 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																																														
g. 原子炉圧力容器破損検出	原子炉圧力容器の破損を直接検出する計測設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	—	—	原子炉水位（SA） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度																																																																																														
h. 格納炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、格納炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を格納炉心の注水にて継続して行う ^{※1}	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																																														
i. 代替復水冷却系による格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱 ^{※2}	代替原子炉格納炉心による代替復水冷却系の運転を開始し、格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱を開始する。代替復水冷却系の運轉流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 格納タンク	代替原子炉格納炉心冷却系 タンクローリ （4kL）	復水補給水流量（300 B系代替注水流量） 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																																																														
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対称効果																																																																																																
		事故数値	可搬型数値	計測数値																																																																																														
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下部温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの格納炉心移行を継続した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への注水が目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（注水流量 190m³/h）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器破損 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器下部注水 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																																														
原子炉圧力容器破損検出	原子炉圧力容器破損を直接検出する計測設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。	—	—	原子炉水位（SA） 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力（SA） 格納容器内圧力（D/W） ドライウエル雰囲気温度																																																																																														
格納炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、格納炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を格納炉心の注水にて継続して行う ^{※1}	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）																																																																																														
代替復水冷却系による格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱 ^{※2}	代替原子炉格納炉心による代替復水冷却系の運転を開始し、格納炉心冷却及び原子炉格納容器保熱を開始する。代替復水冷却系の運轉流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水流量計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 格納タンク	代替原子炉格納炉心冷却系 タンクローリ （4kL）	復水補給水流量（300 B系代替注水流量） 復水補給水流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																																																														
<p>第 3.2.2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,920MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa[gage]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常水位（セパレータスカート下端から+119cm）</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>62,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料（A 型）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の燃焼熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/t</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積（ドライウエル）</td> <td>7,350m³</td> <td>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）</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積（ウェットウエル）</td> <td>空間部：5,960m³ 液相部：3,580m³</td> <td>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）</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3,438Pa（ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧）</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m（通常運転水位）</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> <td>35℃</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温度の上限値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa[gage]</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>67℃</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>60℃（事象開始 12 時間以降は 45℃、事象開始 24 時間以降は 40℃）</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>	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	3,920MWt	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	通常水位（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	62,200t/h	定格流量として設定	燃料	9×9 燃料（A 型）	—	原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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	格納容器容積（ドライウエル）	7,350m³	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：5,960m³ 液相部：3,580m³	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	3,438Pa（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・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温度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	67℃	通常運転時の格納容器温度として設定	外部水源の温度	60℃（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	<p>第 3.2.2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,920MWt</td> <td>定格原子炉熱出力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>7.07MPa[gage]</td> <td>定格原子炉圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位（セパレータスカート下端から+119cm）</td> <td>通常運転時の原子炉水位として設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>62,200t/h</td> <td>定格流量として設定</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料（A 型）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の燃焼熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/t</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積（ドライウエル）</td> <td>7,350m³</td> <td>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）</td> </tr> <tr> <td>格納容器容積（ウェットウエル）</td> <td>空間部：5,960m³ 液相部：3,580m³</td> <td>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）</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3,438Pa（ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧）</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m（通常運転水位）</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ・プール水温度</td> <td>35℃</td> <td>通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温度の上限値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5.2kPa[gage]</td> <td>通常運転時の格納容器圧力として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度</td> <td>67℃</td> <td>通常運転時の格納容器温度として設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>60℃（事象開始 12 時間以降は 45℃、事象開始 24 時間以降は 40℃）</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> </tbody> </table>	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	3,920MWt	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（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定	炉心流量	62,200t/h	定格流量として設定	燃料	9×9 燃料（A 型）	—	原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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）	7,350m³	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：5,960m³ 液相部：3,580m³	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	3,438Pa（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・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温度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	67℃	通常運転時の格納容器温度として設定	外部水源の温度	60℃（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	<p>⑤</p>
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	3,920MWt	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	通常水位（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																																																
炉心流量	62,200t/h	定格流量として設定																																																																																																
燃料	9×9 燃料（A 型）	—																																																																																																
原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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																																																																																																
格納容器容積（ドライウエル）	7,350m³	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：5,960m³ 液相部：3,580m³	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	3,438Pa（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・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温度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	67℃	通常運転時の格納容器温度として設定																																																																																																
外部水源の温度	60℃（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																																																																																																
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	3,920MWt	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（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定																																																																																																
炉心流量	62,200t/h	定格流量として設定																																																																																																
燃料	9×9 燃料（A 型）	—																																																																																																
原子炉停止後の燃焼熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 330Wd/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）	7,350m³	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：5,960m³ 液相部：3,580m³	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	3,438Pa（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・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温度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	67℃	通常運転時の格納容器温度として設定																																																																																																
外部水源の温度	60℃（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																																																																																																

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																										
<p>第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">初期条件</td> <td>溶融炉心からプール水への熱流束</td> <td>800kW/m²相当 (圧力依存あり)</td> <td>過去の知見に基づき事前水張り効果を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの種類</td> <td>玄武岩系コンクリート</td> <td>使用している骨材の種類から設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリート以外の構造物の扱い</td> <td>内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びピント管は考慮しない</td> <td>内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ピント管を考慮する場合, 管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故条件</td> <td>起因事象</td> <td>給水流量の全喪失</td> <td>原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能等の喪失に対する仮定</td> <td>高圧注水機能, 低圧注水機能, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失</td> <td>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するとともに, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事故進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定</td> </tr> <tr> <td>高圧ガスによる配管等のクランプ破壊や漏えい等</td> <td>考慮しない</td> <td>原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張り効果を考慮して設定	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定	コンクリート以外の構造物の扱い	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びピント管は考慮しない	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ピント管を考慮する場合, 管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない	事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能, 低圧注水機能, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	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するとともに, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定	外部電源	外部電源なし	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事故進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定	高圧ガスによる配管等のクランプ破壊や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	<p>第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">初期条件</td> <td>溶融炉心からプール水への熱流束</td> <td>800kW/m²相当 (圧力依存あり)</td> <td>過去の知見に基づき事前水張り効果を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの種類</td> <td>玄武岩系コンクリート</td> <td>使用している骨材の種類から設定</td> </tr> <tr> <td>コンクリート以外の構造物の扱い</td> <td>内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びピント管は考慮しない</td> <td>内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ピント管を考慮する場合, 管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故条件</td> <td>原子炉圧力容器下部の構造物の扱い</td> <td>原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない</td> <td>発熱密度を下げないよう保守的に設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面積</td> <td>6号炉の格納容器下部床面積を設定</td> <td>コリウムシールドで覆われる部分が広く, 溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより, コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定</td> </tr> <tr> <td>起因事象</td> <td>給水流量の全喪失</td> <td>原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能等の喪失に対する仮定</td> <td>高圧注水機能, 低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失</td> <td>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するとともに, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事故進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定</td> </tr> <tr> <td>高圧ガスによる配管等のクランプ破壊や漏えい等</td> <td>考慮しない</td> <td>原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張り効果を考慮して設定	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定	コンクリート以外の構造物の扱い	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びピント管は考慮しない	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ピント管を考慮する場合, 管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない	事故条件	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定	格納容器下部床面積	6号炉の格納容器下部床面積を設定	コリウムシールドで覆われる部分が広く, 溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより, コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能, 低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	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するとともに, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定	外部電源	外部電源なし	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事故進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定	高圧ガスによる配管等のクランプ破壊や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	<p>② (コリウムシールドの位置付け変更及び堆積物についての考え方の見直しを反映した追記)</p> <p>⑤</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																										
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張り効果を考慮して設定																																																									
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定																																																									
	コンクリート以外の構造物の扱い	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びピント管は考慮しない	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ピント管を考慮する場合, 管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない																																																									
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定																																																									
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能, 低圧注水機能, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	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するとともに, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定																																																									
	外部電源	外部電源なし	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事故進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定																																																									
	高圧ガスによる配管等のクランプ破壊や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																										
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張り効果を考慮して設定																																																									
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定																																																									
	コンクリート以外の構造物の扱い	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びピント管は考慮しない	内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ピント管を考慮する場合, 管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない																																																									
事故条件	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定																																																									
	格納容器下部床面積	6号炉の格納容器下部床面積を設定	コリウムシールドで覆われる部分が広く, 溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより, コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定																																																									
	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定																																																									
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能, 低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	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するとともに, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定																																																									
外部電源	外部電源なし	本評価事故シナリオへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事故進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定																																																										
	高圧ガスによる配管等のクランプ破壊や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定																																																									
<p>第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">重大事故等対策に関連する機器条件</td> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラム</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし弁機能</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個</td> <td>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個の開放による原子炉急減減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係) </td> <td>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系</td> <td>70m³/h (原子炉圧力容器の破損前) 130m³/h 以上 (原子炉圧力容器の破損後の圧力抑制)</td> <td>格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部注水系 (常設)</td> <td>90m³/h (事前水張り時) 原子炉圧力容器破損以降は, 崩壊熱相当の注水量</td> <td>原子炉圧力容器の破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位 2m 到達まで水張り可能な流量として設定 原子炉圧力容器破損以降は, 溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系</td> <td>総循環流量: 190m³/h 格納容器スプレィ: 約 140m³/h 原子炉格納容器下部: 約 50m³/h</td> <td>格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する機器条件	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	逃がし弁機能	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個の開放による原子炉急減減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	代替格納容器スプレィ冷却系	70m ³ /h (原子炉圧力容器の破損前) 130m ³ /h 以上 (原子炉圧力容器の破損後の圧力抑制)	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定	格納容器下部注水系 (常設)	90m ³ /h (事前水張り時) 原子炉圧力容器破損以降は, 崩壊熱相当の注水量	原子炉圧力容器の破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位 2m 到達まで水張り可能な流量として設定 原子炉圧力容器破損以降は, 溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定	代替循環冷却系	総循環流量: 190m ³ /h 格納容器スプレィ: 約 140m ³ /h 原子炉格納容器下部: 約 50m ³ /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定	<p>第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">重大事故等対策に関連する機器条件</td> <td>原子炉スクラム信号</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラム</td> <td>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</td> </tr> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td>逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急減減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の関係) </td> <td>逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する機器条件	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	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急減減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	<p>⑤</p>																										
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機器条件	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																																																									
	逃がし弁機能	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定																																																									
	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個の開放による原子炉急減減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																																									
	代替格納容器スプレィ冷却系	70m ³ /h (原子炉圧力容器の破損前) 130m ³ /h 以上 (原子炉圧力容器の破損後の圧力抑制)	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定																																																									
格納容器下部注水系 (常設)	90m ³ /h (事前水張り時) 原子炉圧力容器破損以降は, 崩壊熱相当の注水量	原子炉圧力容器の破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位 2m 到達まで水張り可能な流量として設定 原子炉圧力容器破損以降は, 溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定																																																										
代替循環冷却系	総循環流量: 190m ³ /h 格納容器スプレィ: 約 140m ³ /h 原子炉格納容器下部: 約 50m ³ /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定																																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																										
重大事故等対策に関連する機器条件	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																																																									
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個 自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急減減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定																																																									

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																								
<p>第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (4/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉急速減圧操作</td> <td>原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点</td> <td>炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却)</td> <td>原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器の破損を確認した場合に停止する</td> <td>格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損前の先行水張り)</td> <td>原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が2m(総注水量190m³)に到達したことを確認した場合に停止する</td> <td>炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損後の注水)</td> <td>原子炉压力容器の破損を確認した場合</td> <td>炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器の破損後の原子炉格納容器冷却)</td> <td>格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始、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</td> <td>格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*</td> <td>事象発生から20.5時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>* 本格納容器破損モードの緊急事態シナリオは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。</small></p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器の破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損前の先行水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が2m(総注水量190m ³)に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損後の注水)	原子炉压力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器の破損後の原子炉格納容器冷却)	格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始、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	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*	事象発生から20.5時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定	<p>第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">代替格納容器スプレィ冷却系(常設)</td> <td>原子炉压力容器破損前: 70m³/hにて原子炉格納容器へスプレィ</td> <td>格納容器温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器破損後: 130m³/h以上で原子炉格納容器へスプレィ</td> <td>格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器下部注水系(常設)</td> <td>事前水張り時: 90m³/hで注水</td> <td>原子炉压力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位2m到達まで水張り可能な流量として設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉压力容器破損時: 崩壊熱相当の注水量にて注水</td> <td>溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系</td> <td>総循環流量: 190m³/h 格納容器スプレィ: 約140m³/h 原子炉格納容器下部: 約50m³/h</td> <td>格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>コリウムシールド</td> <td>コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウェルサンプへ流入しない</td> <td>コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部の状態として設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	代替格納容器スプレィ冷却系(常設)	原子炉压力容器破損前: 70m ³ /hにて原子炉格納容器へスプレィ	格納容器温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定	原子炉压力容器破損後: 130m ³ /h以上で原子炉格納容器へスプレィ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定	格納容器下部注水系(常設)	事前水張り時: 90m ³ /hで注水	原子炉压力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位2m到達まで水張り可能な流量として設定	原子炉压力容器破損時: 崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定	代替循環冷却系	総循環流量: 190m ³ /h 格納容器スプレィ: 約140m ³ /h 原子炉格納容器下部: 約50m ³ /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定	コリウムシールド	コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウェルサンプへ流入しない	コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部の状態として設定	<p>② (コリウムシールドの位置づけ変更の反映)</p> <p>⑤</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																								
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定																																								
代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器の破損前の原子炉格納容器冷却)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器の破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定																																								
原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損前の先行水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が2m(総注水量190m ³)に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定																																								
原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損後の注水)	原子炉压力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定																																								
代替格納容器スプレィ冷却系による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器の破損後の原子炉格納容器冷却)	格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始、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	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定																																								
代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*	事象発生から20.5時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定																																								
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																								
代替格納容器スプレィ冷却系(常設)	原子炉压力容器破損前: 70m ³ /hにて原子炉格納容器へスプレィ	格納容器温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定																																								
	原子炉压力容器破損後: 130m ³ /h以上で原子炉格納容器へスプレィ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定																																								
格納容器下部注水系(常設)	事前水張り時: 90m ³ /hで注水	原子炉压力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位2m到達まで水張り可能な流量として設定																																								
	原子炉压力容器破損時: 崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定																																								
代替循環冷却系	総循環流量: 190m ³ /h 格納容器スプレィ: 約140m ³ /h 原子炉格納容器下部: 約50m ³ /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレィ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定																																								
コリウムシールド	コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウェルサンプへ流入しない	コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部の状態として設定																																								
<p>第 3.2.2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉急速減圧操作</td> <td>原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点</td> <td>炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却)</td> <td>原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する</td> <td>格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器破損前の先行水張り)</td> <td>原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が2m(総注水量190m³)に到達したことを確認した場合に停止する</td> <td>炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器破損後の注水)</td> <td>原子炉压力容器破損を確認した場合</td> <td>炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却)</td> <td>格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始、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</td> <td>格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*</td> <td>事象発生から20.5時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>* 本格納容器破損モードの緊急事態シナリオは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。</small></p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器破損前の先行水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が2m(総注水量190m ³)に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器破損後の注水)	原子炉压力容器破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却)	格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始、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	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*	事象発生から20.5時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定	<p>⑤</p>																				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																								
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定																																								
代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定																																								
原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器破損前の先行水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が2m(総注水量190m ³)に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定																																								
原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器破損後の注水)	原子炉压力容器破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定																																								
代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作(原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却)	格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始、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	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定																																								
代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作*	事象発生から20.5時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定																																								

変更前	変更後	変更理由
<p>3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU 及び TBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では, 原子炉の出力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, 溶融炉心と原子炉压力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ, このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器破損に至る。</p> <p>原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については, これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は, 溶融炉心が水中に落下した際に形成される蒸気膜が, 何らかの外乱によって崩壊した際に, 瞬時の圧力伝播を生じ, 大きなエネルギーを発生させる事象である。ただし, 外部からの強制的なトリガを与えない限り水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり, 外部トリガが与えられる状況は考えにくい。また, 外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。これまでに行われた実験では, 実ウランを用いた場合とアルミナ等の模擬混合物を用いた場合の結果が報告されており, 模擬混合物を用いた場合は水蒸気爆発が発生したものの, 実ウランを用いた場合には, 実機で想定し難い過熱度を与えた場合を除いて水蒸気爆発が発生していない。この理由としては, 二酸化ウランの混合物の方が模擬混合物を用いた場合に比べて過熱度が小さく, 二酸化ウラン混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化し易いため, 水蒸気爆発の発生を抑制した可能性等が考えられている。また, 水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく, 大規模な水蒸気爆発には至っていない。特に二酸化ウランを用いた場合の機械的エネルギー変換効率の評</p>	<p>3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU 及び TBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化, 原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生するとともに, 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, 溶融炉心と原子炉压力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ, このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については, これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は, 溶融炉心が水中に落下し, 細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し, そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に, 瞬時の圧力伝播を生じ, 大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり, 何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり, 外乱が加わる要素は考えにくい。このことから, 実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>(添付資料 3.3.1, 3.3.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ (添付資料記載事項との重複箇所の適正化)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>価結果は全て 1%未満である。この理由としては、二酸化ウランは密度が高いために熔融コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなった可能性等が考えられている。このことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、熔融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下、「圧力スパイク」という。）が発生する。上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.3.1, 3.3.2)</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、熔融炉心から原子炉格納容器下部の原子炉冷却材への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって熔融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下を想定するが、この状況では、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、熔融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りが行われている。このため、本格納容器破損モードへの格納容器破損防止対策ではないものの、熔融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧力スパイク及び水蒸気爆発の発生を仮定した場合</p>	<p>また、水蒸気爆発とは別に、熔融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、熔融炉心から原子炉格納容器下部の原子炉冷却材への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、熔融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって熔融炉心を冷却するとともに、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実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下を想定する。この状況では、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、熔融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りを行うことから、熔融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」に伴う圧力スパイク及び水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「熔融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待で</p>	<p>⑤（添付資料記載事項との重複箇所適正化）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約2mとしている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のaからiに示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すf及びgである。なお、fの原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.3.3)</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1図から第3.2.4図である。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.2図及び第3.2.3図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.3.2 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</p>	<p>きる深さを考慮して約2mとしている。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段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手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のaからjに示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すg及びhである。なお、gの原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 3.3.3)</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1図から第3.2.4図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2.2図及び第3.2.3図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.3.2 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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」である。ここで、逃がし安全弁再開失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再開の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、1.2.2.1(3)cに示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」と同じ事故シーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同じ事故シーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、原子炉圧力容器における炉心損傷後のリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉格納容器における炉心損</p>	<p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再開失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗(+FCI発生)」である。ここで、逃がし安全弁再開失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再開の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、1.2.2.1(3)cに示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>傷後の原子炉圧力容器外 FCI(溶融炉心細粒化), 原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)が重要現象となる。</p> <p>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, 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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シー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 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件については, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 原子炉圧力, 原子炉水位, 格納容器圧力, 格納容器温度, 格納容器下部の水位及び注水流量の推移を第3.3.1図から第3.3.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は, 約 0.51MPa [gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は, 格納容器限界圧力の 0.62MPa[gage]を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は, 約 146℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は, 格納容器限界温度の 200℃を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p>	<p>ける原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)並びに原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)が重要現象となる。</p> <p>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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シー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 本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.3.1図及び第3.3.2図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, 原子炉格納容器下部の水位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等 圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は, 約 0.51MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は, 原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は, 約 146℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は, 原子炉格納容器の限界温度の 200℃を下回るため, 原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>本評価では, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について, 格納容器圧力を評価項目への対策の有効性を確認するためのパラメータとして対策の有効性を確認した。なお, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)及び(2)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」にて評価項目を満足することを確認している。また, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認しており, 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.1)</p> <p>3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用では, 重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り, 溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 溶融炉心落下前の格納容器下部注水(常設)による水張り操作とする。</p> <p>ここで, 本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては, リロケーション, 溶融炉心落下速度, 細粒化量及び原子炉格納容器下部のプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。これまでの FCI 実験の知見からは, 実機条件においては, 原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと考えられる。なお, 一部の UO₂ 混合物を用いた実験において実機条件よりも高い溶融物温度の条件ではあるがトリガなしで水蒸気爆発が発生している例</p>	<p>本評価では, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について, 格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお, 「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また, 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.1)</p> <p>3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では, 重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り, 溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として, 溶融炉心落下前の格納容器下部注水(常設)による水張り操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては, 溶融炉心の細粒化が挙げられる^{※1}。本評価事故シーケンスの評価では, 溶融炉心の細粒化に対して, エントレインメント係数を変化させた場合の圧力スパイクへの影響評価を実施する。</p> <p>※1 これまでの FCI 実験の知見からは, 一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告さ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>が報告されており水蒸気爆発の発生に係る不確かさは大きいと考えられることから、水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施し、原子炉格納容器の構造健全性に影響がないことを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、また、溶融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始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 SAFER コードとの比較により、原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続に</p>	<p>れているが、実機条件においては原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への 1 初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価</p>	<p>⑤（当該評価で評価しているパラメータ（圧力スパイク）に直接関連のない記載（減圧操作）を削除）</p> <p>⑤（当該評価で評価しているパラメータ（圧力スパイク）に直接関連のない記載（減圧操作）を削除）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>よる水位低下について、一時的に低いより水位に到達することが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差違であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、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が確認されているが、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が、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ため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値(最大ひずみ)に関する感度解析より、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の</p>	<p>結果の方が保守的であることを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できおり、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析より、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されている。このうち、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、第 3.3.7 図及び第 3.3.8 図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響が小さいことを確認した。また、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.3.4, 3.3.5)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことが確認されており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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 SAFER コードとの比較においては、短期的な挙動は緩慢な挙動となるものの模擬できており、また、長期的な挙動は崩壊熱の影響が支配的となる。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、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が確認されているが、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ため、評価項目となるパラメータに与える</p>	<p>不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.3.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び 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、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評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ることを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できてい</p>	<p>⑤（感度解析についての記載位置の見直し）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。</p> <p>また、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による原子炉格納容器圧力上昇に対する感度が小さいことから、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原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析より、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認されているが、早まる時間はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析より、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.3.4, 3.3.5)</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、表 3.2.2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</p>	<p>ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</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破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BWR においては原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認している。このうち、ABWR においては、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、第 3.3.7 図及び第 3.3.8 図に示す通り、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.3.4, 3.3.5)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤ (感度解析についての記載位置の見直し)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>ることから, その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件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ることから, 原子炉水位の低下が緩やかになり, 有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。また, 原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになり, 原子炉格納容器下鏡部温度300℃到達を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始が遅くなる。初期条件の外部水源の温度は, 解析条件の50℃(事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)に対して最確条件は約30℃~約50℃であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合には原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり, 原子炉压力容器破損時のプール水温度が低くなる可能性があるが, 注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の起因事象は, 原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。起因事象として大破断LOCAを仮定した場合, 原子炉压力容器破損のタイミングは早くなるが, 原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.6)</p>	<p>があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順(原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は, 解析条件の50℃(事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)に対して最確条件は約35℃~約50℃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, 原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり, 原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが, 注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 解析条件の不確かさとして, 大破断LOCAを考慮した場合, 原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが, 操作手順(原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.6)</p>	<p>⑤</p> <p>④(最確条件の見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）に対して最確条件は約30℃～約50℃であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時における原子炉格納容器下部のプール水温度が低くなる可能性があるが、原子炉格納容器下部のプール水温度が低い場合は発生する蒸気量の低下が考えられ、圧力スパイクによる格納容器圧力上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発の観点では、低い水温は厳しめの評価を与えるが、水蒸気爆発解析コードによる評価では原子炉格納容器下部のプール水温度を32℃とした評価としており、その場合においても原子炉格納容器の構造健全性に影響がないことを確認している。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。起因事象として大破断LOCAを仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧力スパイクの最大値が本評価の結果に比べて高い値となる可能性が考えられることから、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様に重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定して感度解析を実施した。第3.3.9図に示すとおり、事象発生から約6.4時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.48MPa[gage]とな</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）に対して最確条件は約35℃～約50℃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、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、原子炉格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、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、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、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様に、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.9図に示すとおり、事象発生から約6.4時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.44MPa[gage]とな</p>	<p>⑤</p> <p>④（最確条件の見直し）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ったが, 圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり, 限界圧力の0.62MPa[gage]以下であることから, 評価項目を満足する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4, 3.3.6)</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>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作は, 解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始(事象発生から約3.7時間後)を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり, また, 格納容器下部注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の原子炉格納容器下部への移行を判断し, 水張り操作を実施することとしており, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さい。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, 中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員及び緊急時対策要員を配置しており, 他の操作との重複もないことから, 他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作</p>	<p>ったが, 圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり, 原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]以下であることから, 評価項目を満足する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4, 3.3.6)</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>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作は, 解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として, 原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり, また, 原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し, 水張り操作を実施するため, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は, 解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが, 中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員(現場)を配置しており, また, 他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから, 他の操作に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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3.3.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間であり、事象発生から約5.7時間後の水張り完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4)</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。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>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3.3.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.3.4)</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>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

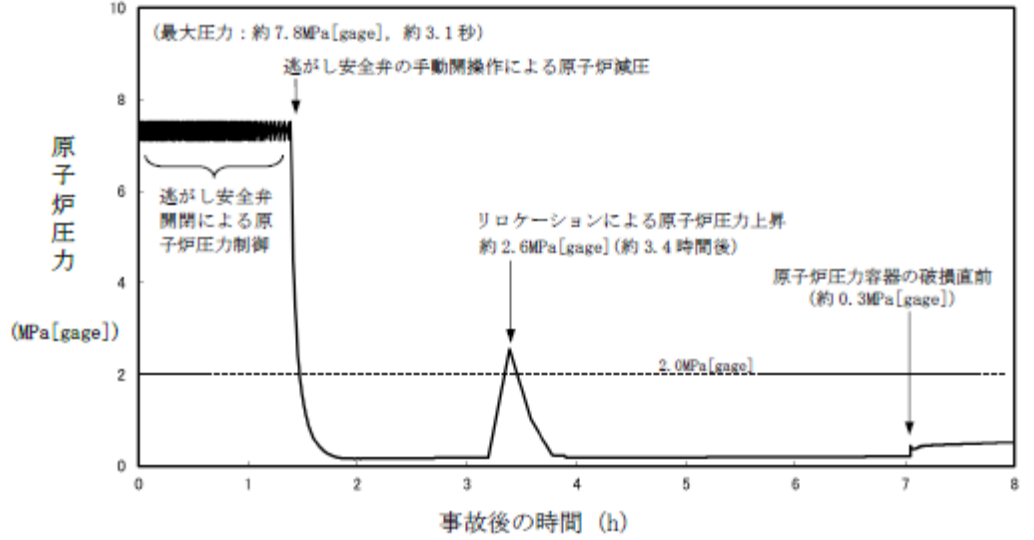
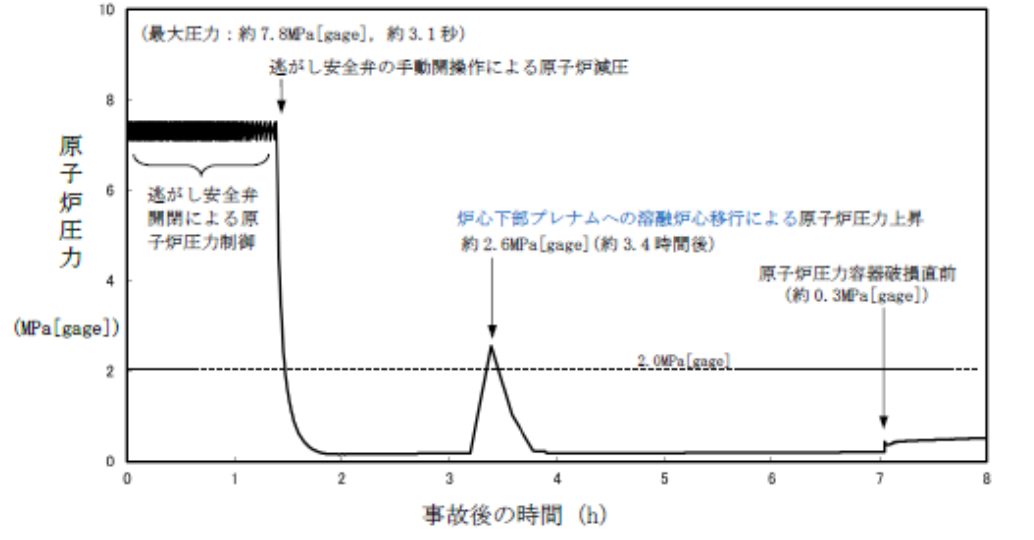
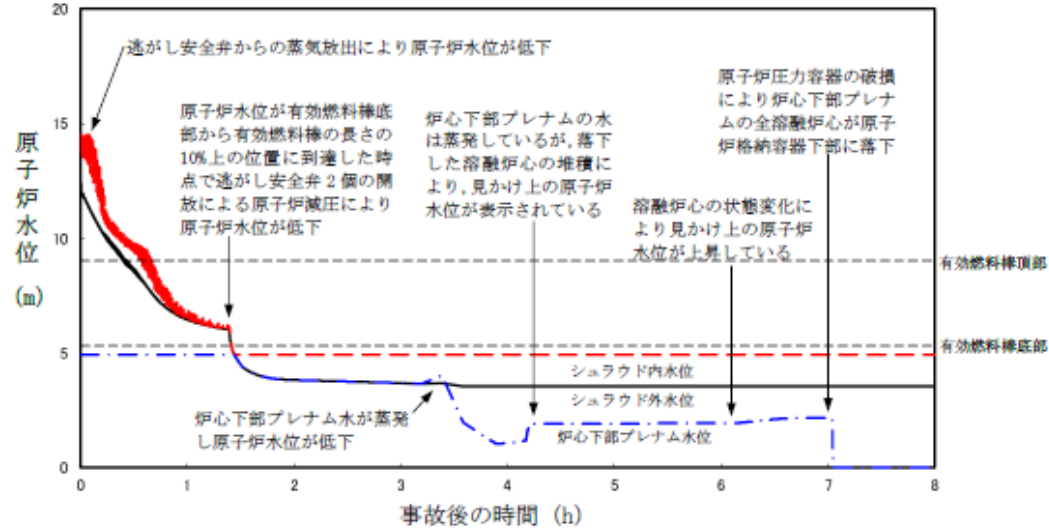
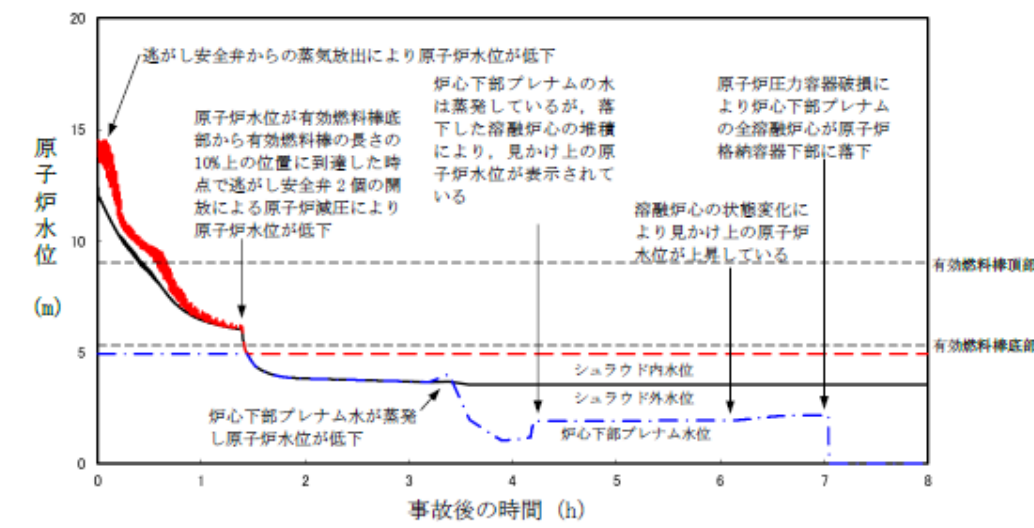
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は3.2.4と同じである。</p> <p>3.3.5 結論 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器が破損することが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）」について、有効性評価を行った。 上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器限界圧力の0.62MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、原子炉格納容器バウンダリの機能は、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</p>	<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要因及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.3.5 結論 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ約2mの水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）」について、有効性評価を行った。 上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器</p>	<p>⑤</p> <p>⑤格納容器破損防止対策の明確化</p> <p>⑤</p> <p>⑤格納容器破損防止対策の明確化</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

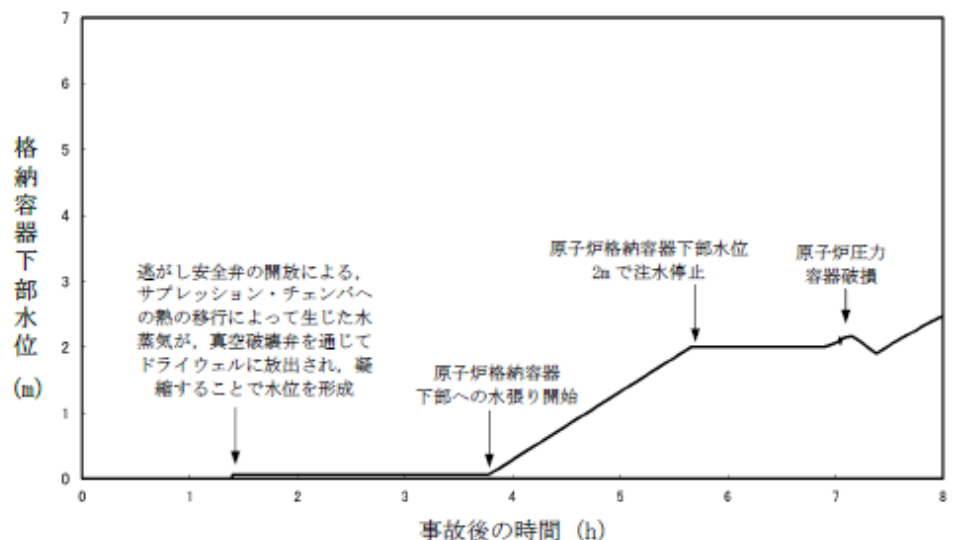
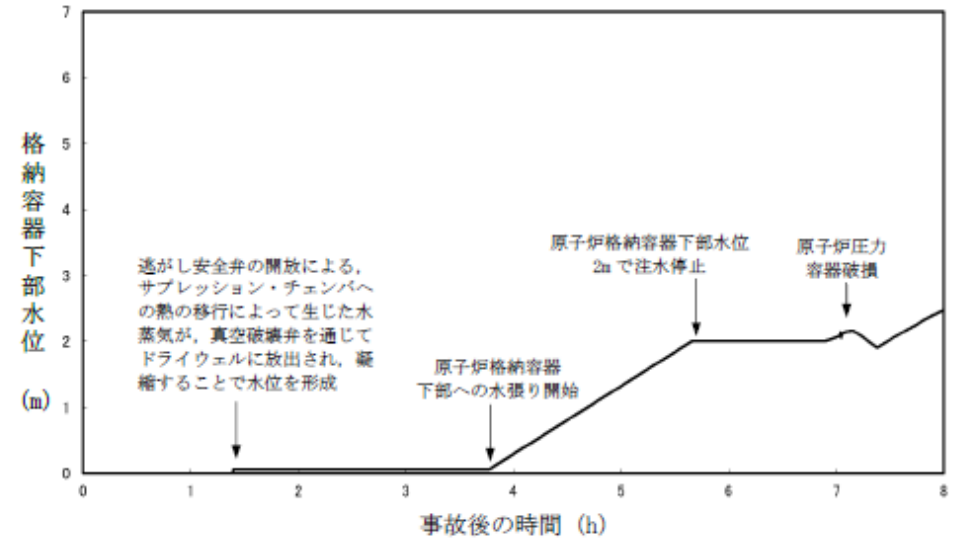
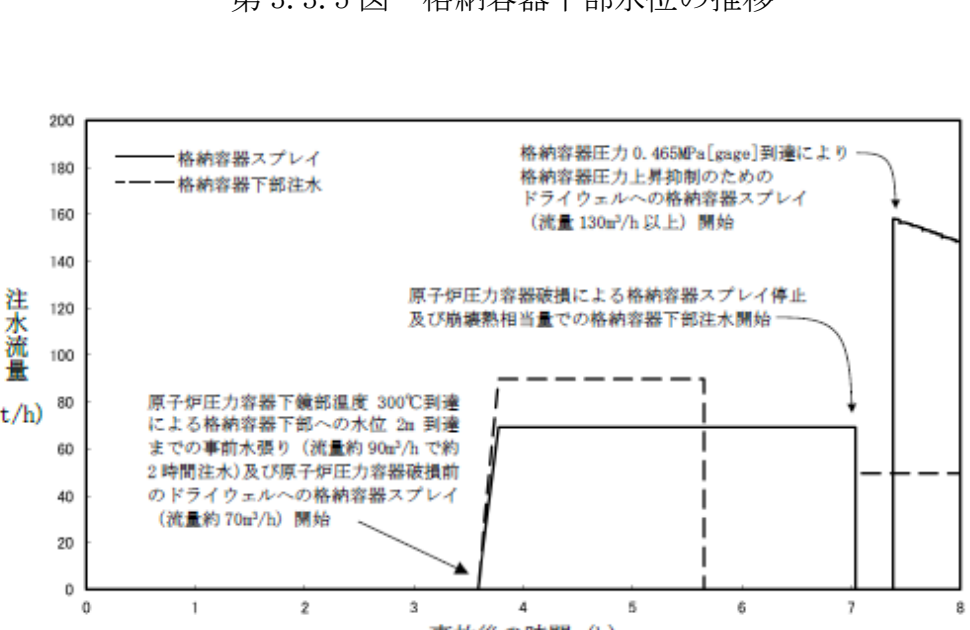
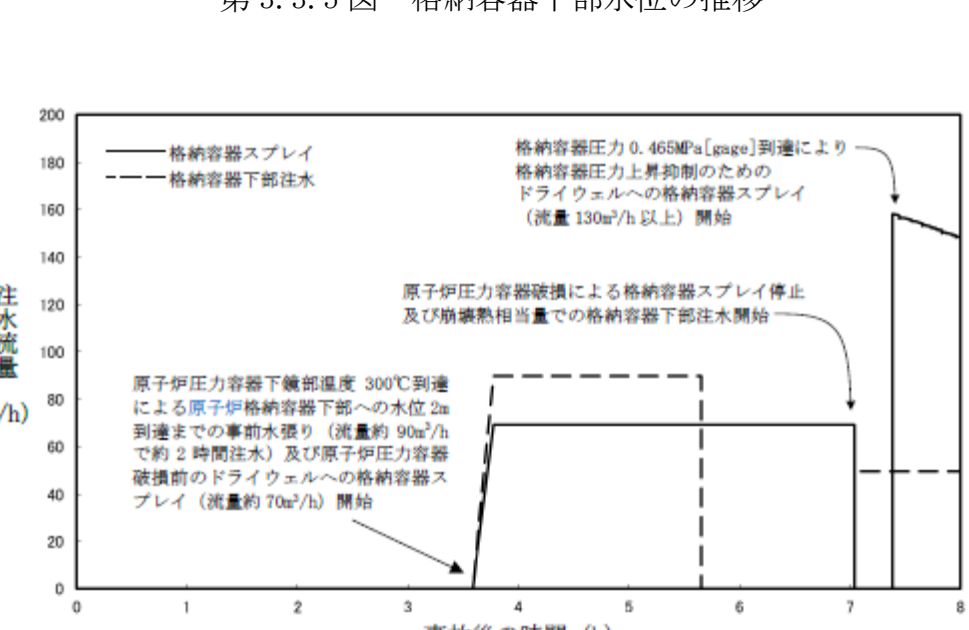
変更前	変更後	変更理由
<p>モード「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>  <p>第 3.3.1 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>  <p>第 3.3.1 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>第 3.3.2 図 原子炉水位の推移</p>	 <p>第 3.3.2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3.3.3 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.3.3 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>第 3.3.4 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 3.3.4 図 格納容器温度の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>第 3.3.5 図 格納容器下部水位の推移</p>	 <p>第 3.3.5 図 格納容器下部水位の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>第 3.3.6 図 注水流量の推移</p>	 <p>第 3.3.6 図 注水流量の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3.3.7 図 格納容器圧力の時間変化 (感度解析ケース (エントレインメント係数最小値))</p>	<p>第 3.3.7 図 格納容器圧力の推移 (感度解析ケース (エントレインメント係数最小値))</p>	<p>③ (コリウムシールドの位置づけ 変更に伴う解析の見直し) ⑤</p>
<p>第 3.3.8 図 格納容器圧力の時間変化 (感度解析ケース (エントレインメント係数最大値))</p>	<p>第 3.3.8 図 格納容器圧力の推移 (感度解析ケース (エントレインメント係数最大値))</p>	<p>③ (コリウムシールドの位置づけ 変更に伴う解析の見直し) ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3.3.9 図 格納容器圧力の時間変化 (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)</p>	<p>第 3.3.9 図 格納容器圧力の推移 (大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)</p>	<p>③ (コリウムシールドの位置づけ 変更に伴う解析の見直し)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 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「水素燃焼」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」からは抽出されない。これは6号及び7号炉では原子炉起動時に原子炉格納容器内を窒素で置換し、原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化された状態を維持するため、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至る事故シーケンスが抽出されないためである。このため、「水素燃焼」の観点で6号及び7号炉において評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定し、7日以内に可燃限界に至らないことを確認する。</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「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器破損に至る。</p> <p>本格納容器破損モードは、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に到達することを防止することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、原子炉格納容器下部注水によって水素発生を抑制する。</p> <p>なお、6号及び7号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%^{※1}を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる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することを防止することが重要であり、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上では、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等による水素発生の影響は小さい。</p> <p>※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下</p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</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「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ、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は、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって、原子炉格納容器内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ことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、格納容器下部注水によって水素ガス発生を抑制する。</p> <p>なお、6号及び7号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%^{※1}を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であり、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。</p> <p>※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対しては、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器破損を防止する。</p> <p>3.4.2 に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は 3.1.2.1 と同じである。</p> <p>3.4.2 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、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素濃度及び酸素濃度が大幅に低下するとともに、その後は崩壊熱により発生する水蒸気が原子炉格納容器内を満たすことで、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となる</p>	<p>又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p> <p>3.4.2 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、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少するとともに、サブプレッション・チェンバのプール水等の減圧沸騰で発生する水蒸気により水素濃度及び酸素濃度が低下することで、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ためである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.1)</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）、炉心損傷後のリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、放射線水分解等による水素・酸素発生、原子炉圧力容器内FP挙動並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素・酸素発生、格納容器ベント、炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を評価することが可能であり、原子炉圧力容器内、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により格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器内の気相濃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は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は 3.1.2.2 (2)と同じである。この他に、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき主要な解析条件を表 3.4.1 に示す。また、初期条件も含め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. 初期条件</p> <p>(a) 初期酸素濃度</p> <p>原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度</p>	<p>無視できる状態となるためである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.1)</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、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、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、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生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。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により格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器内の気相濃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は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4.1 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. 初期条件</p> <p>(a) 酸素濃度</p> <p>原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに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を考慮することとする。原子炉格納容器の</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>は、運転上許容される上限の 3.5vol%とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、MAAP による評価結果と全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応した場合について、水素燃焼の観点から厳しい値を考慮し、MAAP による評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び MAAP による評価結果であっても水素濃度が 13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応した場合に相当する水素が発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素の濃度は低下する。</p> <p>(b) 水素ガス及び酸素ガスの発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合 (G 値 (100eV あたりの分子発生量), 以下、「G 値」という。) は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、β線, γ線ともに 0.1, 原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、β線, γ線ともに 1 とした。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量</p> <p>原子炉格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、これらを考慮することで原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、酸素濃度の低下につながると考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しないものとした。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.5, 3.4.5)</p>	<p>初期酸素濃度は、運転上許容される上限の 3.5vol%とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コード MAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コード MAAP の評価結果で水素濃度が 13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合</p> <p>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発生量は、解析コード MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合 (G 値 (100eV あたりの分子発生量), 以下「G 値」という。) は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線, ガンマ線ともに 0.1, 原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線, ガンマ線ともに 1 とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素ガス発生量</p> <p>原子炉格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素ガスの発生は, 原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ, 酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.4, 3.4.5)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は 3.1.2.2 (4)と同じである。この他に、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件）の推移を図 3.4.1 から図 3.4.6 に、事象発生から 7 日後（168 時間後）の酸素濃度を表 3.4.2 に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は 3.1.2.2 (4) a と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が水と反応して水素が発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約 2.5 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバにおける核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から 7 日後までの間、原子炉格納容器の初期酸素濃度である 3.5vol%を上回ることなく、酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.4vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件における酸素濃度について、事象発生の約 5 時間後から約 18 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%を上回る。この間は、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェ</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2 (4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件）の推移を第 3.4.1 図から第 3.4.6 図に、事象発生から 7 日後（168 時間後）の酸素濃度を第 3.4.2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は 3.1.2.2 (4) a と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約 2.5 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による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。代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から 7 日後までの間、原子炉格納容器の初期酸素濃度である 3.5vol%を上回ることなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.4vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件では、事象発生の約 5 時間後から約 18 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ンバに送り込まれ, 破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため, ウェット条件ではドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。ほぼ 100%が水蒸気であるため, この間のドライウエル内のドライ条件での気体組成はほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となるが, そのウェット条件での濃度は 1vol%未満であり, 非凝縮性ガス(水素, 酸素及び窒素)の和は大気圧よりも低く, 0.02MPa[abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満)である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 5vol%であり, サプレッション・チェンバ内の全圧が 0.50MPa[abs]以上であることを踏まえると, 非凝縮性ガス(水素, 酸素及び窒素)の分圧は少なくとも 0.47MPa[abs]以上であるため, 仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し, 相対的に水素及び酸素濃度が上昇しても, ドライウエル内の水素及び酸素濃度が可燃限界を上回る前にサプレッション・チェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため, この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5.0vol%を上回ることは無い。事象発生約 18 時間後以降は, ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vol%未満で推移し, 事象発生から 7 日後の酸素濃度は約 3.9vol%である。従って, 格納容器スプレイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても, 可燃限界である 5.0vol%に達することはない。</p> <p>なお, 基本的に, 炉心損傷を伴う事故シナリオでは, 原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため, 原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため, 水素燃焼による爆轟の可能性の有無は, ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考え。</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</p>	<p>送り込まれ, 破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため, ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため, この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は, ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり, そのウェット条件での濃度は 1vol%未満 (約 0.2vol%) である。また, ドライウエル内の非凝縮性ガス(水素ガス, 酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く, 0.02MPa [abs] 未満 (水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs]未満)である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 5vol%であり, サプレッション・チェンバ内の全圧が 0.50MPa[abs]以上であることから, 非凝縮性ガス(水素ガス, 酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも 0.47MPa[abs]以上である。このため, 仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し, 相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても, ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に, サプレッション・チェンバから酸素濃度が 5.0vol%未満の気体が流入する。このため, この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である 5vol%を上回ることはない。事象発生約 18 時間後以降は, ドライ条件を仮定しても酸素濃度は 5.0vol%未満で推移し, 事象発生から 7 日後の酸素濃度は, ドライウエルにおいて約 3.7vol%, サプレッション・チェンバにおいて約 3.9vol%である。したがって, 格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても, 可燃限界である 5vol%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し, 原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については, 格納容器ベントによって, その水素濃度及び酸素濃度を低減することで, 安定状態を維持できる。</p> <p>また, 原子炉格納容器内は, 原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため, 原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお, 事象発生約 168 時間後における崩壊熱は約 11.6MW であるが, これに相当する水蒸気発生量は約 $2.3 \times 10^4 \text{Nm}^3/\text{h}$ である。このため, 水素燃焼の可能性の有無は, ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考え。</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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤ (発生蒸気量に関する定量値の追記)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>示す(6)の評価項目について、酸素濃度を評価項目への対策の有効性を確認するためのパラメータとして対策の有効性を確認した。また、「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(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。</p> <p>「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(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の影響については、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.3)</p> <p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「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」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p>	<p>示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の影響については、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.3)</p> <p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「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」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<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 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, 「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが, 本評価事故シーケンスを評価する上で, 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 初期条件の初期酸素濃度は, 解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約1~2vol%であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため, 本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが, 本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とした運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は, 解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合には水素発生量が変動する可能性があるが, 本評価事故シーケンスでは, 水素発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は, 最確条件とした場合には水素発生量が増加するため, 本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが, 本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点とした運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は, 解析条件の水素 : 0.06, 酸素 : 0.03に対して最確条件は同じであるが, 本解析条件の不確かさとして, G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合, 原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃</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 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, 「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが, 本評価事故シーケンスを評価する上で, 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 初期条件の酸素濃度は, 解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 初期酸素濃度が低くなるため, 本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが, 本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は, 解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して, 最確条件は事象進展に依存するものであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 水素ガス発生量が変動する可能性があるが, 本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は, 最確条件とした場合は, 水素ガス発生量が増加するため, 本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが, 本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は, 解析条件の水素ガス : 0.06, 酸素ガス : 0.03に対して最確条件は同じであるが, G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合, 原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域とな</p>	<p>④ (最確条件の見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）又は代替格納容器圧力逃がし装置を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、予め不活性ガスによる大気開放ラインのパージを実施する他は概ね同様の対応となる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.4.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約1~2vol%であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、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>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量が増加する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。また、図3.4.7から図3.4.9に示すとおり、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、全炉心内のジルコニウム量の約18.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は1割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%</p>	<p>る可能性がある。その場合には、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）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのパージを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.4.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、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>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4.7図及び第3.4.8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約18.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は1割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後において</p>	<p>⑤</p> <p>④（最確条件の見直し）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>であり, 可燃限界を下回る。また, 本評価における酸素濃度と同等の値であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は, 最確条件とした場合には水素発生量が増加するため, 本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから, 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>事故条件の水の放射線分解によるG値は, 解析条件の水素: 0.06, 酸素: 0.03に対して最確条件は同じであるが, 本解析条件の不確かさとして, G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合, 原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系(ウェットウェルベント)又は代替格納容器圧力逃がし装置を使用し, 原子炉格納容器内のガスを排出することが可能であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>なお, G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として, G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている, 水素: 0.4, 酸素: 0.2とした場合について感度解析を実施した。図3.4.10から図3.4.14に示すとおり, 原子炉格納容器内の酸素濃度は, ウェット条件において事象発生から約51時間で5vol%に到達するが, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系(ウェットウェルベント)又は代替格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると, 水蒸気とともに非凝縮性ガス</p>	<p>も約3.6vol%であり, 可燃限界を下回る。また, 本評価における酸素濃度と同等の値であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また, 仮に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の操作開始が遅れた場合, 第3.4.9図及び第3.4.10図に示すとおり, 全炉心内のジルコニウム量の約17.1%が水と反応し, 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は3%程度増加するが, ウェット条件における酸素濃度は, 酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.9vol%であり, 可燃限界を下回る。また, 本評価における酸素濃度と同等の値であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は, 最確条件とした場合は, 水素発生量が増加するため, 本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから, 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>事故条件の水の放射線分解によるG値は, 解析条件の水素: 0.06, 酸素: 0.03に対して最確条件は同じであるが, G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合, 原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には, 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)を使用し, 原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合について, 設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値(水素: 0.4, 酸素: 0.2)を使用した感度解析を実施した。第3.4.11図から第3.4.15図に示すとおり, 原子炉格納容器内の酸素濃度は, ウェット条件において事象発生から約51時間で5vol%に到達するが, 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)を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると, 水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出</p>	<p>③ (注水開始時間が格納容器の気相濃度に与える影響を確認するため, 注水開始時間を遅らせた感度解析を追加実施)</p> <p>⑤</p> <p>② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>② (代替格納容器圧力逃がし装置の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>が原子炉格納容器外に押し出され, また, 原子炉格納容器内は, 原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため, 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vo1%まで低下する。また, ドライ条件では, ドライウエルの酸素濃度が5vo1%を超えるが, これはドライウエルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり, 実際の状況下でドライ状態となり, 水素燃焼が発生することは無い。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合, その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち, 「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり, 格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は, 「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも, 本感度解析による評価結果の方が遅いことから, 水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも, 本感度解析による評価結果の方が, 事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから, 「3.1.3 代</p>	<p>され, また, 原子炉格納容器内は, 減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため, 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vo1%まで低下する。また, ドライ条件では, ドライウエルの酸素濃度が5vo1%を超えるが, これはドライウエルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり, 実際の状況下でドライ条件となり, 水素燃焼が発生することはない。</p> <p>ドライ条件としないことを確認するため, 水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として, 格納容器圧力が最も低下する事象発生から7日後(168時間後)において, 残留熱除去系による格納容器スプレイをドライウエルに連続で実施した場合を評価し, 原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第3.4.16図から第3.4.18図に示すとおり, 格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても, 格納容器スプレイ開始後約4時間(原子炉格納容器内が負圧となる時間)までは, 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至ることはない。なお, ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実施する手順とはしておらず, 格納容器スプレイにインターロックによる自動起動はないことから誤動作のおそれはない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても, 原子炉格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約4時間の時間余裕がある。また, 格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから, 約4時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。このため, 現実として原子炉格納容器内が負圧になることはなく, したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合, その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち, 「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり, 格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は, 「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも, 本感度解析による評価結果の方が遅いことから, 水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも, 本感度解析による評価結果の方が, 事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから, 「3.1.3 代</p>	<p>⑤</p> <p>③(ドライ条件としないことを確認するため感度解析を追加実施)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約2.0TBqを超えることは無く, 評価項目である100TBqを十分に下回る。 (添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)</p> <p>b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は, 「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</p> <p>(4) まとめ 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。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは, 「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち, 「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから, 必要な要員及び資源の評価は3.1.2.4と同じである。</p> <p>3.4.5 結論 格納容器破損モード「水素燃焼」では, ジルコニウム-水反応等によって発生した水素と, 水の放射線分解によって発生した酸素が原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ, 原子炉格納容器が破損に</p>	<p>替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約2.0TBqを超えることはなく, 評価項目である100TBqを十分に下回る。 (添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)</p> <p>b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は, 「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果, 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは, 「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち, 「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから, 必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.4.5 結論 格納容器破損モード「水素燃焼」では, ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと, 水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ, 原子炉格納容器</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスのうち、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることは無く、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「水素燃焼」において、窒素置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、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「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化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「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.4.1 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.4.1 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>図 3.4.2 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 3.4.2 図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 3.4.3 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.4.3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 3.4.4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.4.4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.4.5 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 3.4.5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>⑤</p>
<p>図 3.4.6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 3.4.6 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)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤ (不確かさに関する記載内容との整合)
<p>図 3.4.7 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合の格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.4.7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	⑤
<p>図 3.4.8 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)</p>	<p>第 3.4.7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.4.9 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)</p>	<p>第 3.4.8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>⑤</p>
<p>第 3.4.9 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.4.8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>③ (注水開始時間が格納容器の気相濃度に与える影響を確認するため, 注水開始時間を遅らせた感度解析を追加実施)</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>図 3.4.10 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.4.11 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移*</p> <p>* 本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 3.1.2.11 図及び第 3.4.1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。</p>	<p>③ (注水開始時間が格納容器の気相濃度に与える影響を確認するため、注水開始時間を遅らせた感度解析を追加実施)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 3.4.11 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)</p>	<p>第 3.4.12 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 3.4.12 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)</p>	<p>第 3.4.13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 3.4.13 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)</p>	<p>第 3.4.14 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 3.4.14 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)</p>	<p>第 3.4.15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
	<p>第 3. 4. 16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移 (事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウェルスプレイ (954m³/h) を連続で実施) ※</p> <p>※本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し, 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため, 事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は, 「3. 1. 2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 3. 1. 2. 11 図及び第 3. 4. 1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの, 完全には一致しない。</p>	<p>③ (ドライ条件とならないことを確認するため感度解析を追加実施)</p>

変更前	変更後	変更理由
	<p data-bbox="1261 315 2240 861"> </p> <p data-bbox="1261 882 2240 1060"> 第 3.4.17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施) </p> <p data-bbox="1261 1092 2240 1669"> </p> <p data-bbox="1261 1690 2240 1869"> 第 3.4.18 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施) </p>	<p data-bbox="2270 315 2730 441">③ (ドライ条件とならないことを確認するため感度解析を追加実施)</p> <p data-bbox="2270 1071 2730 1207">③ (ドライ条件とならないことを確認するため感度解析を追加実施)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前				変更後				変更理由																																					
表 3.4.1 主要解析条件 (水素燃焼)				第 3.4.1 表 主要解析条件 (水素燃焼)				⑤																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th colspan="2">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>初期条件 初期酸素濃度</td> <td>3.5vol%</td> <td colspan="2">保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故条件 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量</td> <td>全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素量</td> <td colspan="2">MAAP による評価結果</td> </tr> <tr> <td>金属腐食等による水素発生量</td> <td colspan="2">考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>水の放射線分解による G 値</td> <td>水素 : 0.06 分子/100eV 酸素 : 0.03 分子/100eV</td> <td colspan="2">重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>				項目	主要解析条件	条件設定の考え方			初期条件 初期酸素濃度	3.5vol%	保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限)		事故条件 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素量	MAAP による評価結果		金属腐食等による水素発生量	考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定		水の放射線分解による G 値	水素 : 0.06 分子/100eV 酸素 : 0.03 分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定		<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th colspan="2">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>初期条件 酸素濃度</td> <td>3.5vol%</td> <td colspan="2">保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故条件 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</td> <td>全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量</td> <td colspan="2">解析コード MAAP による評価結果</td> </tr> <tr> <td>金属腐食等による水素ガス発生量</td> <td colspan="2">考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合</td> <td>水素ガス : 0.06 分子/100eV 酸素ガス : 0.03 分子/100eV</td> <td colspan="2">重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>				項目	主要解析条件	条件設定の考え方		初期条件 酸素濃度	3.5vol%	保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限)		事故条件 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量	解析コード MAAP による評価結果		金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定		水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス : 0.06 分子/100eV 酸素ガス : 0.03 分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																											
初期条件 初期酸素濃度	3.5vol%	保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限)																																											
事故条件 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素量	MAAP による評価結果																																											
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定																																											
	水の放射線分解による G 値	水素 : 0.06 分子/100eV 酸素 : 0.03 分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																											
初期条件 酸素濃度	3.5vol%	保安規定をもとに設定 (運転上許容されている値の上限)																																											
事故条件 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 16.6% が水と反応して発生する水素ガス量	解析コード MAAP による評価結果																																											
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない 酸素濃度を厳しく評価するものとして設定																																											
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス : 0.06 分子/100eV 酸素ガス : 0.03 分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定																																										
表 3.4.2 事象発生から 7 日後 (168 時間後) の酸素濃度※				第 3.4.2 表 事象発生から 7 日後 (168 時間後) の酸素濃度※				⑤																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウェット条件 (vol%)</th> <th colspan="2">ドライ条件 (vol%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル</td> <td>約 2.3</td> <td colspan="2">約 3.7</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>約 3.4</td> <td colspan="2">約 3.9</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※ 全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が反応した場合</p>					ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)			ドライウエル	約 2.3	約 3.7		サブプレッション・チェンバ	約 3.4	約 3.9		<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウェット条件 (vol%)</th> <th colspan="2">ドライ条件 (vol%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル</td> <td>約 2.3</td> <td colspan="2">約 3.7</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>約 3.4</td> <td colspan="2">約 3.9</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※ 全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が反応した場合</p>					ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)		ドライウエル	約 2.3	約 3.7		サブプレッション・チェンバ	約 3.4	約 3.9														
	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)																																											
ドライウエル	約 2.3	約 3.7																																											
サブプレッション・チェンバ	約 3.4	約 3.9																																											
	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)																																											
ドライウエル	約 2.3	約 3.7																																											
サブプレッション・チェンバ	約 3.4	約 3.9																																											

変更前	変更後	変更理由
<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU 及び TBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では, 原子炉の出力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, 原子炉压力容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し, 熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって, 原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され, 原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し, 原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 原子炉压力容器の下部から熔融炉心が落下する時点で, 原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に十分な原子炉格納容器下部の水位及び水量を確保し, かつ, 熔融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系(常設)によって熔融炉心を冷却することにより, 原子炉格納容器の破損を防止するとともに, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。</p> <p>また, 熔融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系(常設)によって熔融炉心を冷却するとともに, 代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却を実施する。その後, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお, 本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して, 原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食によ</p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, TQUV, TQUX, LOCA, 長期 TB, TBU 及び TBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では, 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化, 原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに, 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, 原子炉压力容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し, 熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって, 原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され, 原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し, 原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードでは, 原子炉压力容器の下部から熔融炉心が落下する時点で, 原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し, かつ, 熔融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系(常設)によって熔融炉心を冷却することにより, 原子炉格納容器の破損を防止するとともに, 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。</p> <p>また, 熔融炉心の落下後は, 格納容器下部注水系(常設)によって熔融炉心を冷却するとともに, 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実施する。その後, 代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお, 本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し, 原子炉压力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して, 原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食によ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。また、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ（以下、「ドライウエルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を防ぎ、かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて、サンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段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手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のaからjに示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示すgからjである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1図から第3.2.4図に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.2図及び第3.2.3図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.5.2 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、</p>	<p>る原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。また、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ（以下「ドライウエルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を抑制し、かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて、ドライウエルサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段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手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のaからjに示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1.(3)に示すgからjである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1図から第3.2.4図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2.2図及び第3.2.3図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>3.5.2 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、</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗 (+デブリ冷却失敗)」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、1.2.2.1(3)e に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合はペDESTALに冷却材が流入することで熔融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同じ事故シーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動にしたがって一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順にしたがって防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同じ事故シーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後のリロケーション、構造材との熱伝達、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における炉心損傷後の格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI(熔融炉心細粒化)、原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)、熔融炉心と格納容器下部プール水の伝熱、熔融</p>	<p>「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗 (+デブリ冷却失敗)」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、1.2.2.1(3)e に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合は原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで熔融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内FP挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI(熔融炉心細粒化)、原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)、熔融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>炉心とコンクリートの伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉圧力容器内, 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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の推移を求める。</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>有効性評価の条件は, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては, コリウムシールドの外側の面積が小さい6号炉の床面積を用いた。また, 初期条件の初期酸素濃度及び事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については, 「3.4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力, 原子炉水位, 格納容器圧力, 格納容器温度, ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器下部水位, 溶融炉心・コンクリート相互作用による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を第3.5.1図から第3.5.11図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって, コンクリート侵食量は</p>	<p>ンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって, これらの現象を適切に評価することが可能であり, 原子炉圧力容器内及び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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また, 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として, 本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は, 「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては, コリウムシールドの外側の面積が小さい6号炉の床面積を用いた。また, 初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については, 「3.4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.5.1及び第3.5.2図に, 格納容器圧力, 格納容器温度, ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度(ウェット条件, ドライ条件), サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器下部水位並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による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を第3.5.3図から第3.5.11図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって, コンクリート侵食量は</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>原子炉格納容器下部の床面で約 1cm, 壁面で約 1cm に抑えられ, 原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。</p> <p>原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては, コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約 1.67m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り, 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果, 原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 1cm に抑えられ, 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては, 原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 7.1m であり, 原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 1cm であるため, 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また, 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は, 原子炉格納容器下部についてはコンクリートの侵食量が約 1cm であるため, 約 4kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが, ジルコニウム-水反応によって約 1370kg の水素ガスが発生することを考慮すると, 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため, 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 4kg の気体の内訳は, 可燃性ガスである水素が全てを占める。なお, 原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は, ドライウェルにおいて最低値を示すが, ウェット条件で 12vol%以上, ドライ条件で 34vol%以上となり, ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方, 酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの, 事象発生から 7 日後 (168 時間後) においても酸素濃度はウェット条件で約 2.1vol%, ドライ条件で約 2.6vol% であり, 可燃限界である 5vol%を下回る。このため, 原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p>	<p>原子炉格納容器下部の床面で約 1cm, 壁面で約 1cm に抑えられ, 原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。</p> <p>原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては, コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約 1.64m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り, 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果, 原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 1cm に抑えられ, 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては, 原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 7.1m であり, 原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 1cm であるため, 原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また, 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は, 原子炉格納容器下部についてはコンクリートの侵食量が約 1cm であるため, 約 4kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが, ジルコニウム-水反応によって約 1,400kg の水素ガスが発生することを考慮すると, 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため, 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。なお, 原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は, ドライウェルにおいて最低値を示すが, ウェット条件で 12vol%以上, ドライ条件で 34vol%以上となり, ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方, 酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの, 事象発生から 7 日後 (168 時間後) においても酸素濃度はウェット条件で約 2.1vol%, ドライ条件で約 2.6vol% であり, 可燃限界である 5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用によって, 可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが, ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると, 原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり, 一酸化炭素の影響は無視できる。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため, 溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり, 上記の酸素濃度 (ウェット条件で 2.1vol%, ドライ条件で 2.6vol%) 以下になるものと考えられる。このた</p>	<p>⑥</p> <p>⑤ (元データを再確認し, ジルコニウム-水反応による気体の発生量の記載を見直し)</p> <p>⑤ (溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って生じるガスが水素燃焼の観点で及ぼす影響について記載を充実)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>その後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで、安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、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^{※1}を評価項目への対策の有効性を確認するためのパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)及び(2)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」にて評価項目を満足することを確認している。また、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、溶融炉心が原子炉格納容器</p>	<p>め、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>その後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、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^{※1}をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤ (記載位置の変更)</p> <p>⑤ (記載位置の変更)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。</p> <p>ここで、本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、炉心溶融開始後の溶融炉心の移動（リロケーション）、初期水張りされた原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心の粒子化、落下した溶融炉心の拡がり、溶融炉心から水への熱伝達及びコンクリート侵食が挙げられる。炉心溶融開始後の溶融炉心の移動（リロケーション）に対しては、原子炉压力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、原子炉格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視し、原子炉压力容器破損を認知して原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応を図ることによって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。また、本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心から水への熱伝達が本物理現象に対して影響が大きいことを踏まえて、溶融炉心から水への熱伝達に対する影響評価を実施する。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいこ</p>	<p>压力容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）、初期水張りされた原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心の粒子化、落下した溶融炉心の拡がり、溶融炉心から水への熱伝達及びコンクリート侵食が挙げられる。リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）に対しては、原子炉压力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約3.7時間後）で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、原子炉格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視し、原子炉压力容器破損を認知して原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。また、本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心から水への熱伝達が本格納容器破損モードに対して影響が大きいことを踏まえて、溶融炉心から水への熱伝達に対する影響評価を実施する。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤（当該評価で評価しているパラメータ（コンクリート侵食量）に直接関連のない記載（減圧操作）を削除）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>とが確認されている。本評価事故シーケンスにおいては、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初を実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での原子炉減圧操作となり、燃料被覆管温度等によるパラメータを操作開始の起点としている操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、また、熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であること及び原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度及び原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である SAFER コードとの比較により、原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すことが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により原子炉压力容器破損時間に対する感度は小さいことが確認されている。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧</p>	<p>り、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇及び原子炉压力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度及び原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤（熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作への影響を追記）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されている。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されている。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、リロケーション開始時間の不確かさは小さく、熔融炉心が炉心下部プレナムへリロケーションした際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作の開始に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析より、最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器内 FP 挙動の不確かさとして、原子炉压力容器内 FP 挙動と本事象に対する運転員等操作の関連はないことか</p>	<p>であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内 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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤（熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作への影響を追記）</p> <p>⑤</p> <p>⑤（原子炉压力容器内FP挙動の不確かさに関する記載の充実）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>ら, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして, 熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数等の感度解析より, 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度が小さいことが確認されている。また, 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして, エントレインメント係数, 熔融炉心からのプールへの熱流束及び熔融プール-クラスト間の熱伝達係数の感度解析を実施した。感度解析の結果, コンクリート侵食量に対して熔融炉心からのプールへの熱流束の感度が支配的であることが確認されているが, コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリート伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして, ACE及びSURC実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されている。また, 熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 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</p>	<p>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。本評価事故シナリオでは, 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, 運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして, 熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数, デブリ粒子径の感度解析により, 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは, 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして, エントレインメント係数, 熔融炉心からのプール水への熱流束及び熔融プール-クラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シナリオでは, コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリート伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして, 実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは, コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 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</p>	<p>⑤ (原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさに関する記載の充実)</p> <p>⑤ (デブリ粒子径についての記載を追加)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析（ヒートアップ時の燃料被覆管表面積感度解析）では、炉心溶融時間に対する感度及び炉心下部プレナムへのリロケーション開始時間に対する感度は小さいことが確認されており、また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である SAFER コードとの比較により、原子炉急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下についてより緩慢な挙動を示すことが確認されており、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であること及び原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さいことを確認しており、また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されている。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いるしきい値（最大ひずみ）に関する感度解析より、最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認されているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食深さに関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析より、溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、溶融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、溶融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。感度解析の結果、第3.5.12図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cm、壁面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプールへの熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からのプールへの熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析ケースでは、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉圧力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果、第3.5.12図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（溶融炉心が拡がらない場合についての感度解析の評価条件の見直し）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1370kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2(3) bにて示した酸素濃度(ウェット条件で2.1vol%, ドライ条件で2.6vol%)以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2, 3.5.3)</p>	<p>炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2(3) bにて示した酸素濃度(ウェット条件で2.1vol%, ドライ条件で2.6vol%)以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2, 3.5.3)</p>	<p>⑤ (元データを再確認し、ジルコニウム-水反応による気体の発生量の記載を見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<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 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, 表 3.2.2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 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33Gwd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30Gwd/tであり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件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ることから, 原子炉水位の低下が緩やかになり, 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるため, 運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。また, 原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになり, 原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作の開始が遅くなるため, 運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は, 解析条件の800kW/m²相当 (圧力依存あり) に対して最確条件は800kW/m²相当 (圧力依存あり) であり, 解析条件と最確条件は同様であることから, 事象進展に影響はなく, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは, 解析条件の「内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びベント管は考慮しない」に対して最確条件は「コンクリート以外の素材を考慮する」であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合にはコンクリートより融点が高い内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管</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 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第 3.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度33Gwd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30Gwd/tであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順 (原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び熔融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は, 解析条件の800kW/m²相当 (圧力依存あり) に対して最確条件は800kW/m²相当 (圧力依存あり) であり, 最確条件とした場合は, 解析条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは, 解析条件の内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して, 最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, コンクリートより融点が高い内側鋼板, 外側鋼板, リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ (当該評価で評価しているパラメータ (コンクリート侵食量) に直接関連のない記載 (減圧操作) を削除)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>の管内の水による除熱の効果により, 熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制される可能性があるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>の管内の水による除熱の効果により, 熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは, 解析条件の原子炉格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないことに対して, 最確条件は部分的な熔融が生じ, 原子炉格納容器下部に落下する可能性があり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 熔融物の発熱密度が下がるため, 熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は, 解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり, 本解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 原子炉格納容器下部の床面積が広くなることで熔融炉心が冷却されやすくなるため, 熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが, コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが, 起因事象の違いによって操作手順(原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること)に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.5.2)</p>	<p>②(コリウムシールドの位置付け変更及び堆積物についての考え方の見直しを反映した追記)</p> <p>②(コリウムシールドの位置付け変更に伴う追記)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件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、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の熔融炉心からのプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては熔融炉心からのプールへの熱流束の感度が支配的であり、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析ケースでは、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1370kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の熔融炉心からのプール水への熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について、感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約</p>	<p>⑤</p> <p>⑤（元データを再確認し、ジルコニウム-水反応による気体の発生量の記載を見直し）</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>は、可燃性ガスである水素が約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素及び二酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2 (3) bにて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%, ドライ条件で2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の「内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない」に対して最確条件は「コンクリート以外の素材を考慮する」であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合にはコンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制される可能性があるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2(3)bにて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%, ドライ条件で2.6vol%）以下となる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の原子炉格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な熔融が生じ、原子炉格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（コリウムシールドの位置付け変更及び堆積物についての考え方の見直しを反映した追記）</p> <p>②（コリウムシールドの位置づけ変更の反映）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>事故条件について、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果、第3.5.14図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移は3.5.2(3)bと同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、可燃限界である5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p>	<p>た設定であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <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、サブプレッション・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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、熔融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し、事象発生から6時間後の値とした。これは、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約6.4時間となることを考慮し保守的に設定した値である。</p> <p>その結果、第3.5.14図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、原子炉格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、可燃限界である5vol%を下回ることか</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>機器条件のコリウムシールドは、解析条件の「6号炉のコリウムシールドの設計をもとに格納容器下部の床面積を設定」に対して最確条件は「各号炉の設計に応じた設定」である。熔融炉心の堆積の不確かさを考慮し、熔融炉心が高電導度廃液サンプ及び低電導度廃液サンプ（以下、「ドライウェルサンプ」という。）に流入した場合の影響を確認する観点で、熔融炉心のポロシティ及び熔融炉心落下量についての感度解析を実施した。その際にはドライウェルサンプの床面積が狭く、侵食量評価の観点で厳しい7号炉を選択した。その結果、ドライウェルサンプのコンクリート侵食量は、侵食量が最大となる感度解析結果においても、ドライウェルサンプ床面で約9cm、ドライウェルサンプ壁面で約9cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能に加え、バウンダリ機能を維持できる。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「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>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始（事象発生から約3.7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断</p>	<p>ら、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p> <p>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>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施す</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>し、水張り操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。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、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約7.0時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約7.0時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力、格納容器下部の雰囲気温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.2)</p>	<p>るため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約7.0時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力、格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、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。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤（熔融炉心落下後の注水が行われなかった場合の時間余裕を追記）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

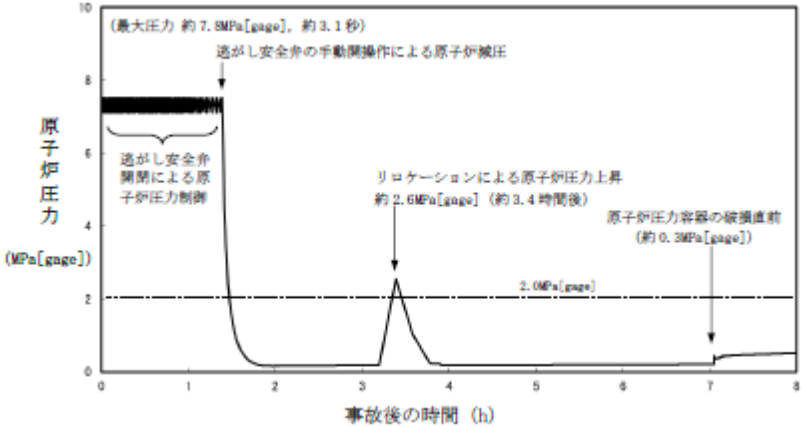
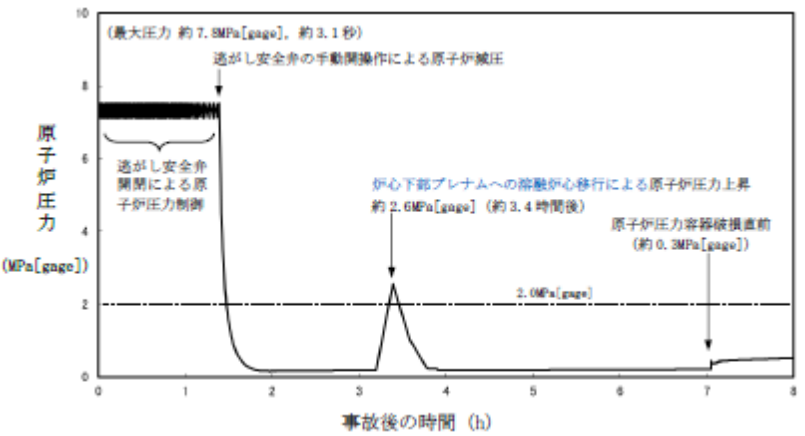
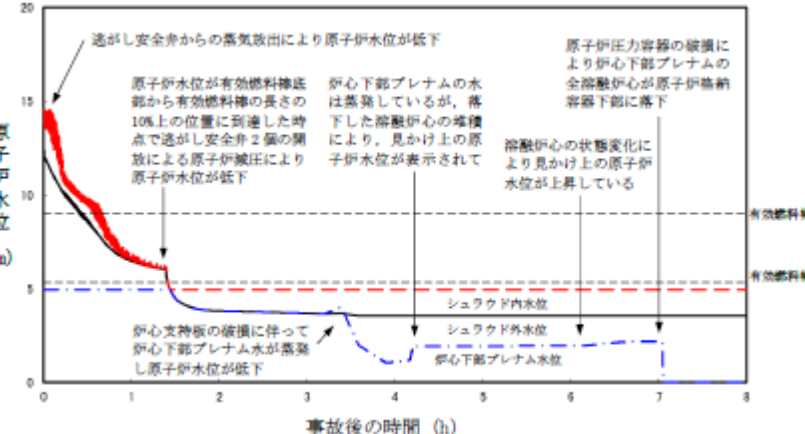
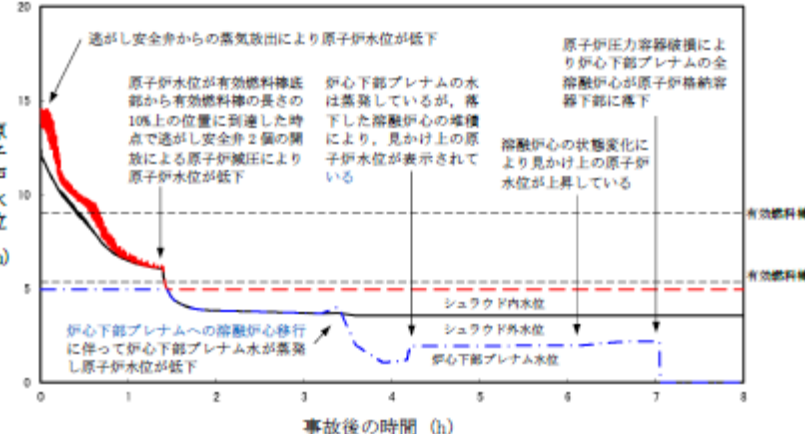
変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、また、原子炉格納容器下部注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、原子炉压力容器が破損するまでの時間は事象発生から約7.0時間あり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.2)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.2)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は3.2.4と同じである。</p> <p>3.5.5 結論 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心の落下量等の不確かさを考慮しても、コンクリート侵食量は床面で約9cm、壁面で約9cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.3)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.5.5 結論 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備している。また、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cm、壁面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに</p>	<p>⑤</p> <p>② (コリウムシールドの位置づけ変更の反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>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「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>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「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	
 <p>第3.5.1図 原子炉圧力の推移</p>	 <p>第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
 <p>第3.5.2図 原子炉水位の推移</p>	 <p>第3.5.2図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第3.5.3図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第3.5.3図 格納容器圧力の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>第3.5.4図 格納容器温度の推移</p>	<p>第3.5.4図 格納容器温度の推移</p>	<p>⑤</p>
<p>第3.5.5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第3.5.5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3.5.6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第3.5.6図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>⑤</p>
<p>第 3.5.7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 3.5.7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		⑤
<p>第3.5.8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)</p>	<p>第3.5.8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)</p>	
		⑤
<p>第3.5.9図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第3.5.9図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3. 5. 10 図 格納容器下部水位の推移</p> <p>第3. 5. 11図 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</p>	<p>第 3. 5. 10 図 格納容器下部水位の推移</p> <p>第3. 5. 11図 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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

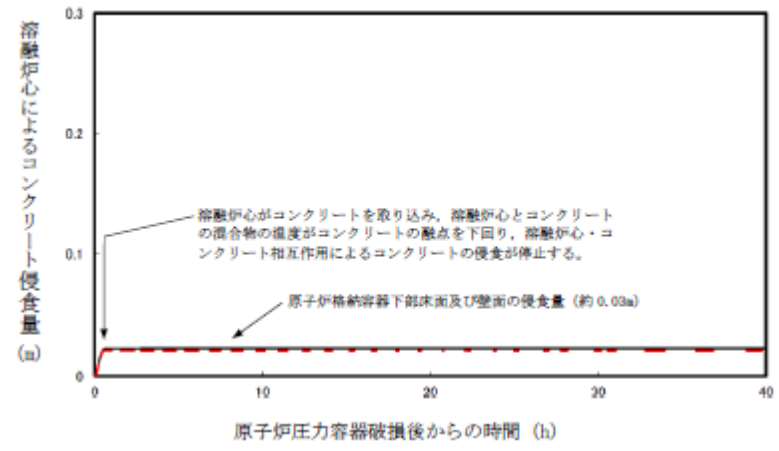
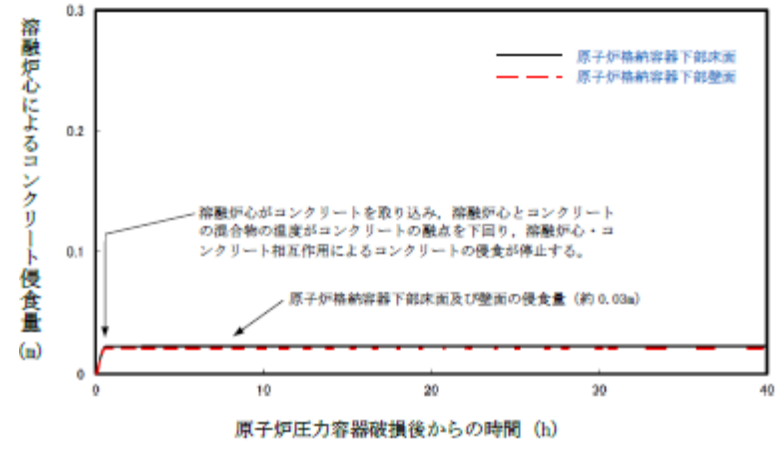
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>第 3.5.12 図 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 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)</p>	<p>第 3.5.12 図 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 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)</p>	<p>⑤</p>
<p>第 3.5.13 図 原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移 (溶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)</p>	<p>第 3.5.13 図 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 (溶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)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>第 3.5.14 図 原子炉格納容器下部壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)</p>	 <p>第 3.5.14 図 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 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)</p>	<p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<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>4.1.1 想定事故 1 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「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」において, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「想定事故 1」として「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>「想定事故 1」では, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため, 使用済燃料プール水温が徐々に上昇し, やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 「想定事故 1」では, 燃料プール代替注水系 (可搬型) により使用済燃料プールへ注水することによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 燃料プール代替注水系 (可搬型) により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>「想定事故 1」における機能喪失に対して, 使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 燃料プール代替注水系 (可搬型) ※¹ による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 4.1.1 に, 手順の概要を図 4.1.2</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>4.1.1 想定事故 1 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「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」において, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 想定事故 1 として「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故 1 では, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため, 使用済燃料プール水温が徐々に上昇し, やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 想定事故 1 では, 燃料プール代替注水系 (可搬型) により使用済燃料プールへ注水することによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 燃料プール代替注水系 (可搬型) により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故 1 における機能喪失に対して, 使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 燃料プール代替注水系 (可搬型) ※¹ による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 4.1.1 図に, 手順の概要を第 4.1.2 図</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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操作手順の関係を表 4.1.1 に示す。</p> <p>「想定事故1」において、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18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（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名^{※2}、運転操作対応を行う運転員2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名である。必要な要員と作業項目について図4.1.3に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系（可搬型）として、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を想定する。なお、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の注水手段が使用出来ない場合には燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）による対応が可能である。</p> <p>※2 原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は、必ずしも当直副長2名ではなく、当直副長1名、運転員1名の場合もある。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却系機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p>	<p>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操作手順の関係を第 4.1.1 表に示す。</p> <p>想定事故1において、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18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（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2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名である。必要な要員と作業項目について第4.1.3図に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系（可搬型）として、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を想定する。なお、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の注水手段が使用できない場合には燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）による対応が可能である。</p> <p>a. 使用済燃料プールの冷却機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>c. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水 燃料プール代替注水系（可搬型）の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、燃料プール代替注水系（可搬型）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位（目安と考える10mSv/hとなる通常水位から約2.1m下の水位）^{※3}より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※3 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ、十分余裕のある値であり、かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値（約6mSv/h）を考慮した値（10mSv/h）とする。この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約2.1m下の位置である。</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により</p>	<p>c. 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水 燃料プール代替注水系（可搬型）の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系（可搬型）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料プール水位^{※2}より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ、余裕を考慮し、また通常時の現場線量率での実績値(蒸気乾燥器の取り付け又は取り外し作業の実績 平成23年10月 柏崎刈羽原子力発電所7号炉 約11mSv/h)を参考として設定する。この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約2.1m下の位置である。</p> <p>なお、前述する現場線量率での実績値は設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点の値であり、設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点の値では約1mSv/hとなり、必要な遮蔽の目安(10mSv/h)以下であった。このように、通常作業に対する作業員の放射線影響は、線源との離隔距離を確保する、作業時間を短くする、遮蔽を実施するなど、過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。</p> <p>(添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 想定事故1で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位</p>	<p>⑤</p> <p>④ (線量率の実績値の調査範囲の拡充及びそれに伴う実績値見直し)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>水位が低下する事故」である。</p> <p>「想定事故 1」では、使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水し、未臨界が維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、「想定事故 1」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 style="text-align: right;">(添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>「想定事故1」に対する初期条件も含めた主要な評価条件を表4.1.2に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱は原子炉停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に抱絡される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.1)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の 65℃とする。</p>	<p>が低下する事故」である。</p> <p>想定事故 1 では、使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水が維持される。</p> <p style="color: blue;">未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未達となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 1 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 style="text-align: right;">(添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.1)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の 65℃とする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ (評価の前提条件の明確化)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に, 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して, 使用済燃料プールの崩壊熱は約11MWを用いるものとする。 なお, 崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19m³/hである。</p> <p>b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系, 復水補給水系, サプレッションプール浄化系等の機能を喪失するものとする。 (b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源がない場合においても, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水は可能であり, 外部電源がある場合と事象進展は同等となるが, 資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 燃料プール代替注水系(可搬型) 使用済燃料プールへの注水は, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台を使用するものとし, 崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る45m³/h^{※4}にて注水する。 ※4 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ), 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)の注水容量はともに45m³/h以上(1台)である。</p> <p>d. 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。 (a) 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水は, 緊急時対策要員の移動, 注水準備に必要な時間等を考慮し</p>	<p>(b) 崩壊熱 使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に, 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して, 使用済燃料プールの崩壊熱は約11MWを用いるものとする。 なお, 崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19m³/hである。</p> <p>b. 事故条件 (a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系, 復水補給水系等の機能を喪失するものとする。 (b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水は可能であり, 外部電源がある場合と事象進展は同等となるが, 資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 燃料プール代替注水系(可搬型) 使用済燃料プールへの注水は, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)4台を使用するものとし, 崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る45m³/h^{※3}にて注水する。 ※3 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ), 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)の注水容量はともに45m³/h以上(4台)である。</p> <p>d. 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。 (a) 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水は, 緊急時対策要員の移動, 注水準備に必要な時間等を考慮して,</p>	<p>④ (設備資料との整合)</p> <p>⑤</p> <p>② (送水ラインの変更) ⑤</p> <p>② (送水ラインの変更) ⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>て、事象発生12時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>「想定事故1」における使用済燃料プール水位の推移を図4.1.4に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を図4.1.5に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約5℃/hで上昇し、事象発生から約7時間後に100℃に到達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から12時間経過した時点で燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位が回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、燃料プール代替注水系（可搬型）により、蒸発量に応じた水量を使用済燃料プールに注水し、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料プール水位は、図4.1.4に示すとおり、通常水位から約0.4m下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。また、使用済燃料プール水温は事象発生約7時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、図4.1.5に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約0.4m下の水位になった場合の線量率は、約1.0×10^{-3}mSv/h以下であり、必要な遮蔽の目安と考える10mSv/hと比べて低い値であることから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その</p>	<p>事象発生12時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>想定事故1における使用済燃料プール水位の推移を第4.1.4図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第4.1.5図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約5℃/hで上昇し、事象発生から約7時間後に100℃に到達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から12時間経過した時点で燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位が回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系（可搬型）により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料プール水位は、第4.1.4図に示すとおり、通常水位から約0.4m下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温は事象発生約7時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、第4.1.5図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約0.4m下の水位になった場合の線量率は、約1.0×10^{-3}mSv/h以下であり、必要な遮蔽の目安と考える10mSv/hと比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</p> <p>事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3) の評価項目について, 対策の有効性を確認した。 (添付資料4.1.3, 4.1.4)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>「想定事故1」では, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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, 表4.1.2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, 評価条件の設定に当たっては, 7号炉を代表として, 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燃料の崩壊熱, 事象発生前の使用済燃料プールの初期水温及び初期水位並びにプールゲートの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 使用済燃料プール水の温度上昇及び水位低下速度は緩やかになるが, 注水操作は, 燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではな</p>	<p>後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。 (添付資料4.1.3, 4.1.4)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>想定事故1では, 使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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4.1.2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, 評価条件の設定に当たっては, 7号炉を代表として, 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) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり, 評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 使用済燃料プール水温の上昇及び使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが, 注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるもの</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>く、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなるのが考えられ、さらに時間余裕が長くなるのが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プールの水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、有効燃料棒頂部に低下するまでの時間及び水位低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるのが考えられるが、本事象における注水操作は、冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は、水位低下により原子炉建屋最上階の線量が上昇するため、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による水位の低下速度は緩和されるが、注水操作は、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>ではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(b)評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さな値となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料プールの水温より低くなるため、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、自然蒸発, 使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。また、使用済燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。さらに、仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.1日）、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.5日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>(b)評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、自然蒸発, 使用済燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位低下開始時間より早く使用済燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、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、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.1日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.5日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>初期条件の使用済燃料プールの水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から0.3m程度低下した位置^{*5}）とした場合であっても放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.2日）、水位が有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.7日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は、使用済燃料プールの水位低下により原子炉建屋最上階の線量が上昇するため、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プールの水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約26時間後（10mSv/hの場合）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約45時間後となる。また、水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉 約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プールの水温上昇や蒸発による水位の低下速度は緩和されることから、評価項目となるパラメータに</p>	<p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プールが通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下^{*4}）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.2日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.7日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/hの場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉 約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>する余裕は大きくなる。</p> <p>※5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (SA広域) の水位低の警報設定値 : 6号炉通常水位-225mm, 7号炉通常水位-267mm</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>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は, 評価上の操作開始時間として事象発生から12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, 評価上の操作開始時間を事象発生12時間後として設定しているが, 他の操作はないため, 使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能である。よって, 評価上の操作開始時間に対し, 実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ, 使用済燃料プール水位の回復を早める。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 評価上の操作開始時間に対して, 実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ, この場合, 使用済燃料プール水位の回復が早くなり, 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: right;">(添付資料4.1.5)</p>	<p>一タに対する余裕は大きくなる。</p> <p>※4 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (SA広域) の水位低の警報設定値 : 6号炉通常水位-225mm, 7号炉通常水位-267mm</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>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は, 評価上の操作開始時間として事象発生から12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, 評価上の操作開始時間を事象発生12時間後として設定しているが, 他の操作との重複はないことから, 使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり, 実態の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。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間が早まり, 使用済燃料プール水位の回復を早め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: right;">(添付資料4.1.5)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作については, 当該操作に対する時間余裕は, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から1日以上 (10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.4日), 有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間が事象発生から3日以上 (6号及び7号炉 約3.8日) であり, これに対して, 事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間であることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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, 評価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。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 運転員等操作時間には時間余裕がある。</p> <p>4.1.4 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>「想定事故1」において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は, 「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。</p> <p>「6.2 重大事故等対策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64名で対処可能である。</p> <p>なお, 今回評価した原子炉の運転停止中ではなく, 原子炉運転中を想定した場合, 事象によっては, 原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と, 「想定事故1」の対応が, 重畳することも考えられる。しかし, 原子炉運転中において, 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため, 操作時間余裕があり (原子炉運転開始直</p>	<p>(2) 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>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作については, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から1日以上 (10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.4日), 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が事象発生から3日以上 (6号及び7号炉 約3.8日) であり, 事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定しているため, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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, 評価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。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>4.1.4 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>想定事故1において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は, 「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。</p> <p>「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している運転員, 緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>なお, 今回評価した原子炉の運転停止中ではなく, 原子炉運転中を想定した場合, 事象によっては, 原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と, 想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし, 原子炉運転中を想定した場合, 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため, 操作時間余裕が十分長くあり (原子炉運</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで1日以上) , 原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため, 緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 「想定事故1」において, 必要な水源, 燃料及び電源は, 「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水については, 7日間の対応を考慮すると, 号炉あたり合計約3,100m³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6,200m³の水が必要である。水源として, 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防火水槽へ移送することで, 防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水及び防火水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12時間以内に使用できなかった場合においても, その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.6)</p> <p>b. 燃料 非常用ディーゼル発電機による電源供給については, 事象発生後7日間最大負荷で運転した場合, 号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水については, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約7kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・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</p>	<p>転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上) , 原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため, 緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 想定事故1において, 必要な水源, 燃料及び電源は, 「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水については, 7日間の対応を考慮すると, 号炉あたり約3,100m³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6,200m³の水が必要である。水源として, 淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しており, 水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.6)</p> <p>b. 燃料 非常用ディーゼル発電機による電源供給については, 事象発生後7日間最大負荷で運転した場合, 号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水については, 保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ (A-2級)の運転を想定すると, 7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については, 事象発生直後か</p>	<p>⑤</p> <p>② (送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③ (燃費試験結果の反映)</p> <p>④ (燃費修正)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

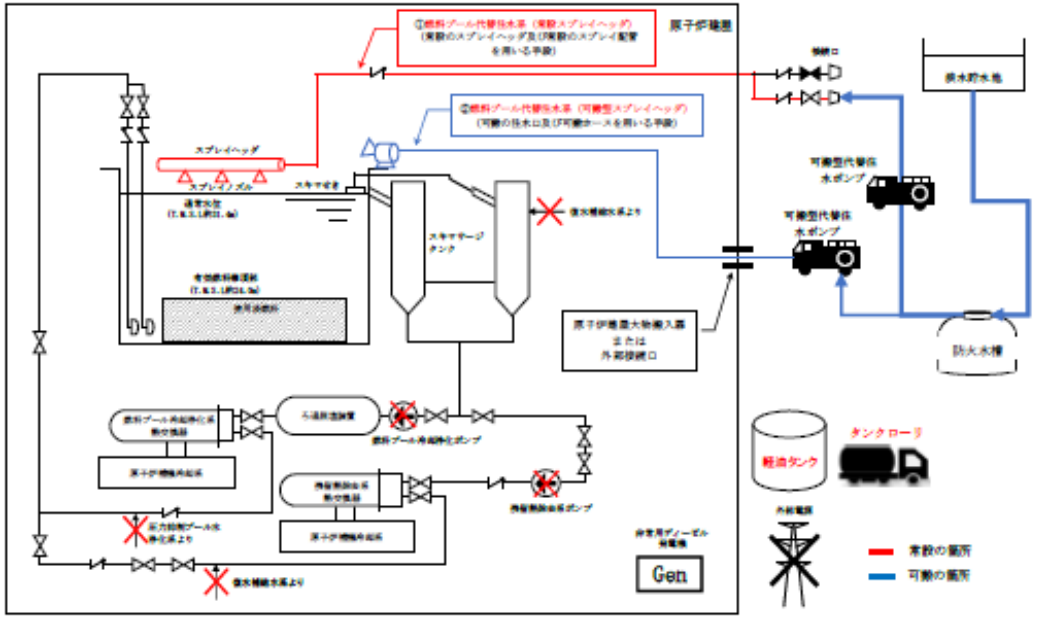
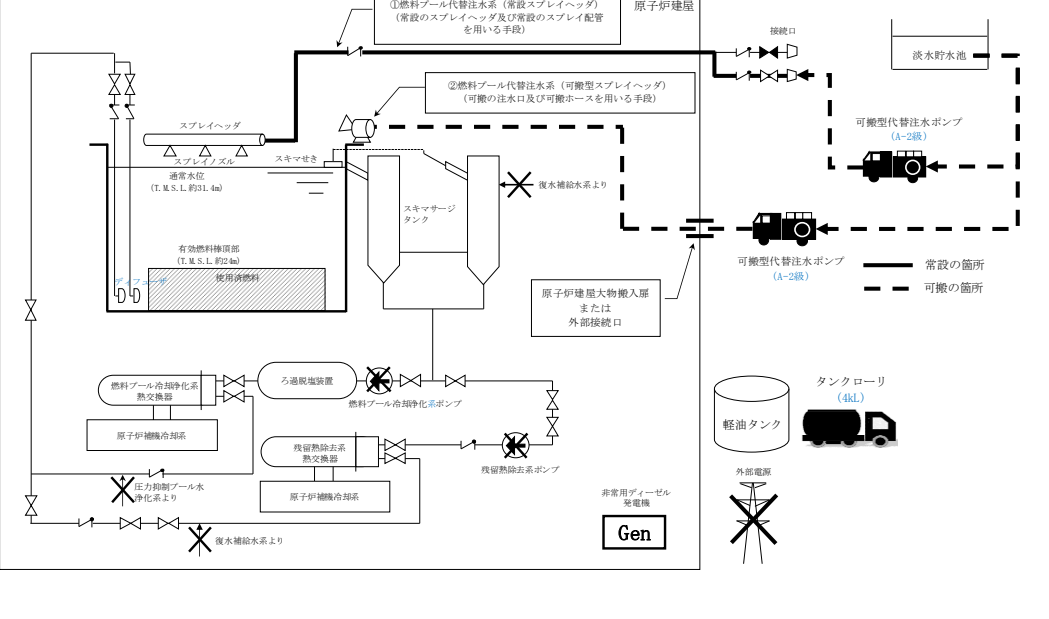
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>すると、7日間の運転継続に合計約79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉 合計 約1,595kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計 約2,040kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機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。 (添付資料4.1.7)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>4.1.5 結論 「想定事故1」では、使用済燃料プールの冷却系が喪失し、使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。「想定事故1」に対する燃料損傷防止対策としては、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>「想定事故1」について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p>	<p>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1,549kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計約2,040kL)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料4.1.7)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>4.1.5 結論 想定事故1では、使用済燃料プールの冷却系が機能喪失し、使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>想定事故1について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p>	<p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから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>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、「想定事故 1」に対して有効である。</p>	<p>また、使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、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>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故 1 に対して有効である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>
 <p>図 4.1.1 想定事故 1 の重要事故等対策の概略系統図 (使用済燃料プールへの注水)</p>	 <p>第 4.1.1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図 (使用済燃料プールへの注水)</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

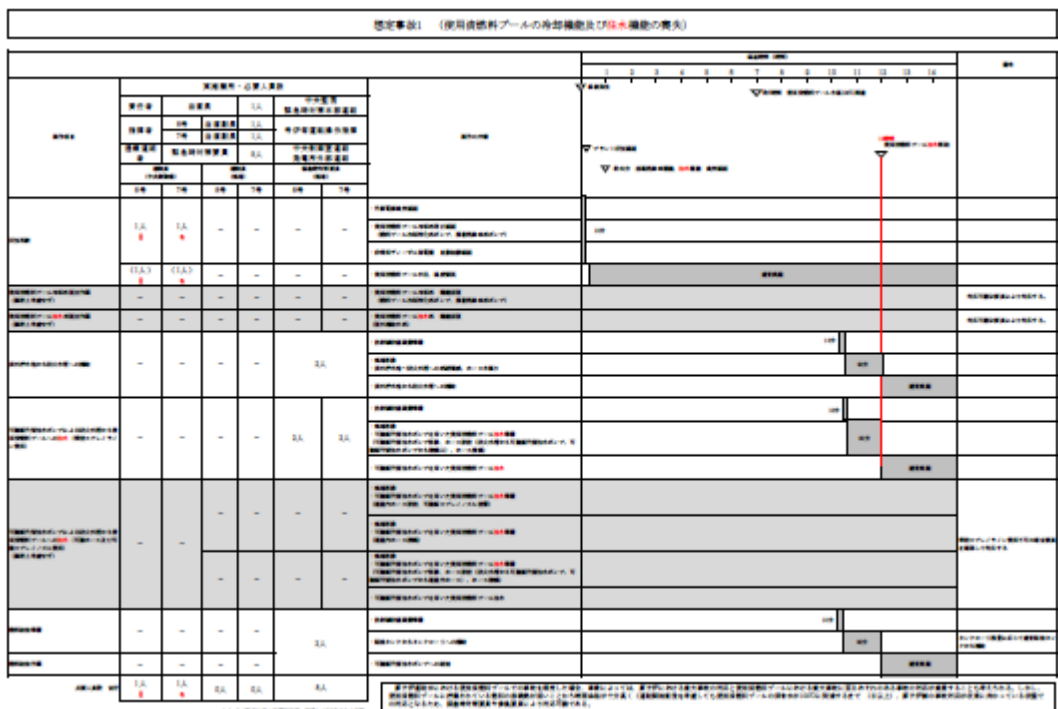
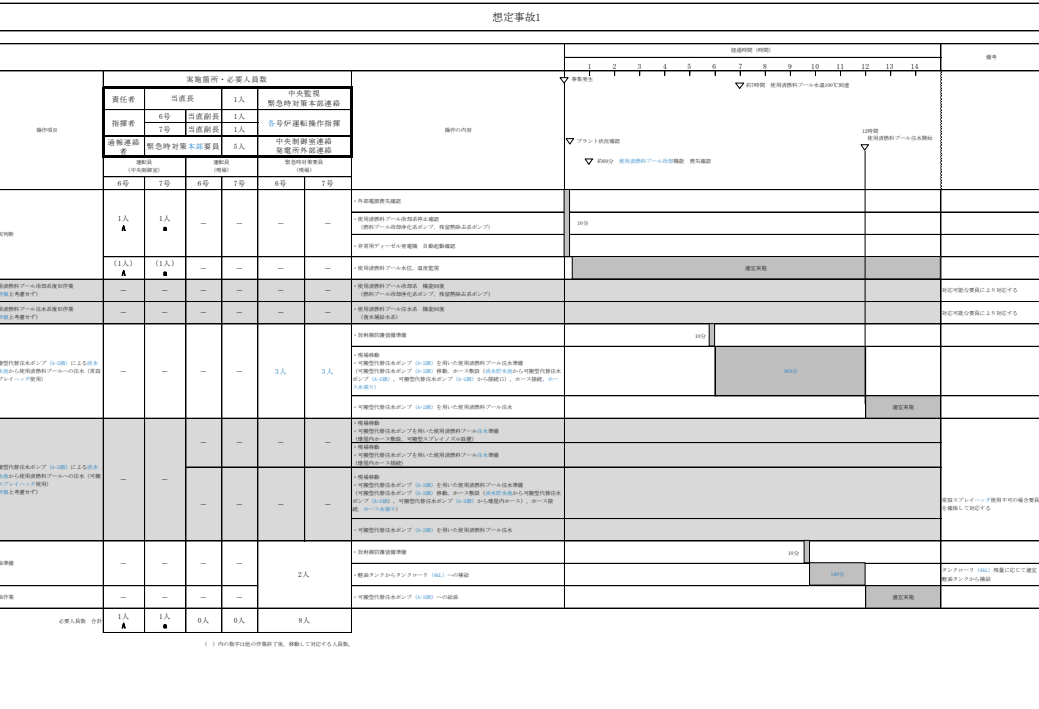
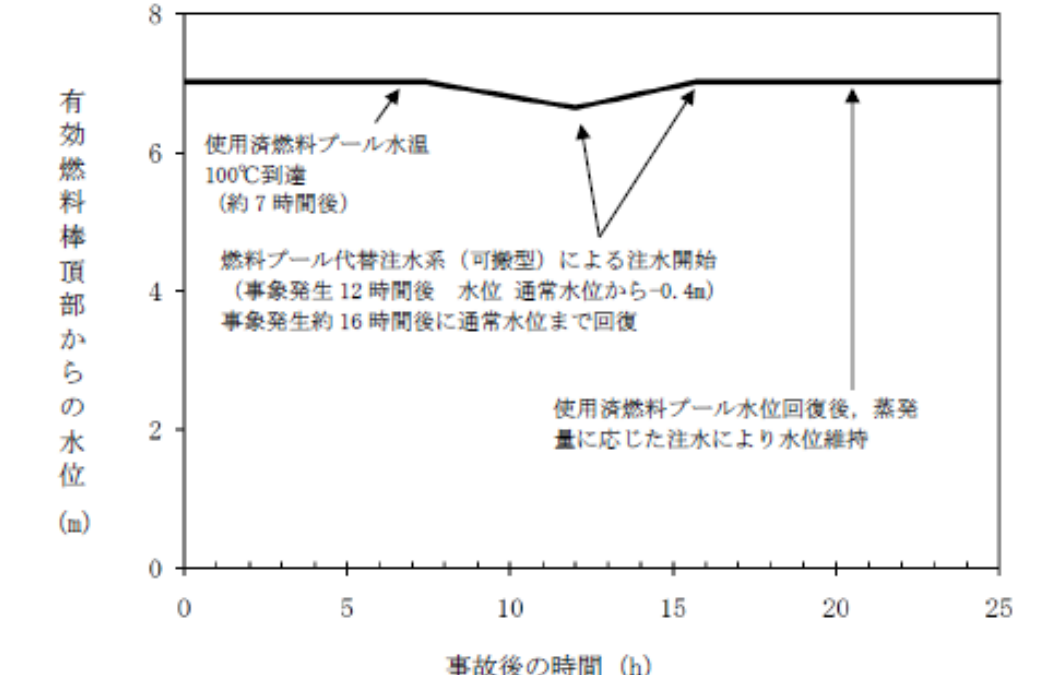
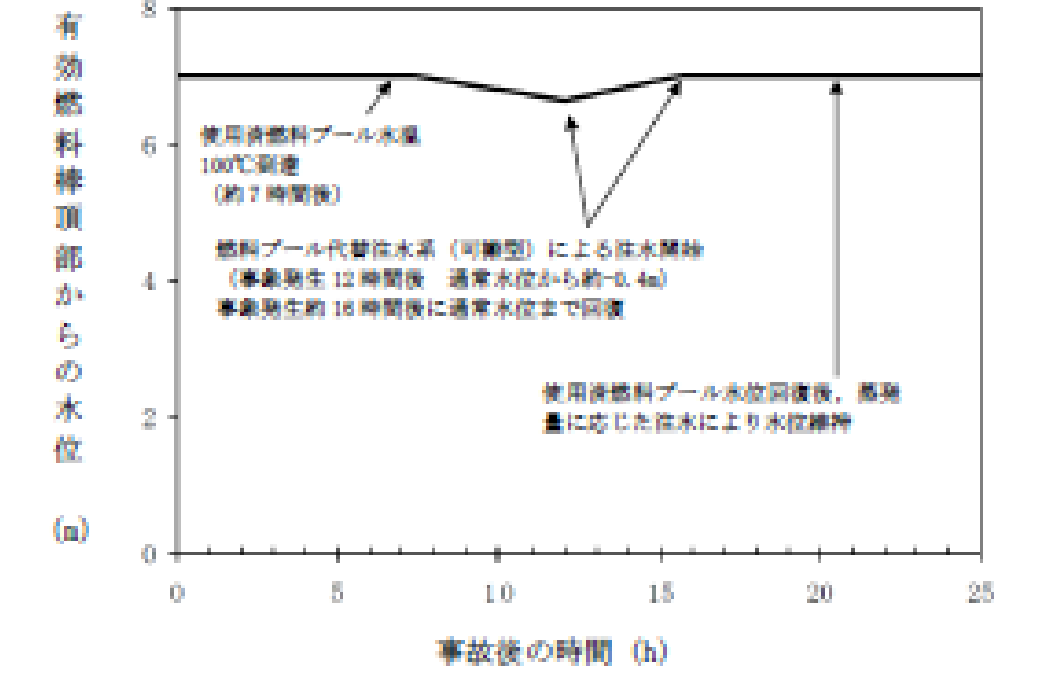
- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">図 4.1.2 想定事故 1 の対応手順の概要</p>	<p style="text-align: center;">第 4.1.2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失)</p> 	<p>想定事故1</p> 	<p>② (送水ラインの変更による作業時間の見直し) ② (給油準備作業時間の見直し) ⑤</p>
<p>図 4.1.3 想定事故1の作業と所要時間</p>	<p>第 4.1.3 図 「想定事故1」の作業と所要時間</p>	
 <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	 <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>⑤</p>
<p>図 4.1.4 使用済燃料プール水位の推移</p>	<p>第 4.1.4 図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故1)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>図 4.1.5 使用済燃料プール水位と線量率</p>	<p>第 4.1.5 図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故 1)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																								
<p>表 4.1.1 想定事故1における重大事故等対策について</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び備考</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故等対策</th> </tr> <tr> <th>実効対策</th> <th>可搬型対策</th> <th>計装対策</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの冷却機能喪失</td> <td>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却系機能喪失であることを認識する。</td> <td>【対策用ディーゼル発電機】 【駆動タンク】</td> <td>—</td> <td>【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの注水機能喪失</td> <td>使用済燃料プールの冷却機能喪失の進展後、使用済燃料プール温度上昇による蒸気により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを認識する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水</td> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</td> <td>可搬型スプレッドヘッド 駆動タンク</td> <td>可搬型代替注水ポンプ (SA-2機) タンクカー</td> <td>使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレッドヘッド)</td> <td>可搬型スプレッドヘッドが使用できない場合、可搬型スプレッドヘッドによる燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</td> <td>駆動タンク</td> <td>可搬型スプレッドヘッド (SA-2機) タンクカー</td> <td>使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 5px;">【】 : 重大事故等対策 (設計基準) : 有効性評価上考慮しない操作</p>	判断及び備考	操作	有効性評価上期待する事故等対策			実効対策	可搬型対策	計装対策	使用済燃料プールの冷却機能喪失	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却系機能喪失であることを認識する。	【対策用ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プールの注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能喪失の進展後、使用済燃料プール温度上昇による蒸気により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを認識する。	—	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	可搬型スプレッドヘッド 駆動タンク	可搬型代替注水ポンプ (SA-2機) タンクカー	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレッドヘッド)	可搬型スプレッドヘッドが使用できない場合、可搬型スプレッドヘッドによる燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	駆動タンク	可搬型スプレッドヘッド (SA-2機) タンクカー	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	<p>第 4.1.1 表 「想定事故1」の重大事故等対策について</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び備考</th> <th rowspan="2">内容</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故等対策</th> </tr> <tr> <th>実効対策</th> <th>可搬型対策</th> <th>計装対策</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの冷却機能喪失</td> <td>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを認識する。</td> <td>【対策用ディーゼル発電機】 【駆動タンク】</td> <td>—</td> <td>【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの注水機能喪失</td> <td>使用済燃料プールの冷却機能喪失の進展後、使用済燃料プール温度上昇による蒸気により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを認識する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水</td> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</td> <td>可搬型スプレッドヘッド 駆動タンク</td> <td>可搬型代替注水ポンプ (SA-2機) タンクカー (SA)</td> <td>使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレッドヘッド)</td> <td>可搬型スプレッドヘッドが使用できない場合、可搬型スプレッドヘッドを用いた燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</td> <td>駆動タンク</td> <td>可搬型スプレッドヘッド (SA-2機) タンクカー (SA)</td> <td>使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 5px;">【】 : 重大事故等対策 (設計基準) : 有効性評価上考慮しない操作</p>	判断及び備考	内容	有効性評価上期待する事故等対策			実効対策	可搬型対策	計装対策	使用済燃料プールの冷却機能喪失	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを認識する。	【対策用ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プールの注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能喪失の進展後、使用済燃料プール温度上昇による蒸気により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを認識する。	—	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	可搬型スプレッドヘッド 駆動タンク	可搬型代替注水ポンプ (SA-2機) タンクカー (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレッドヘッド)	可搬型スプレッドヘッドが使用できない場合、可搬型スプレッドヘッドを用いた燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	駆動タンク	可搬型スプレッドヘッド (SA-2機) タンクカー (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	<p>⑤</p>
判断及び備考			操作	有効性評価上期待する事故等対策																																																						
	実効対策	可搬型対策		計装対策																																																						
使用済燃料プールの冷却機能喪失	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却系機能喪失であることを認識する。	【対策用ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
使用済燃料プールの注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能喪失の進展後、使用済燃料プール温度上昇による蒸気により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを認識する。	—	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	可搬型スプレッドヘッド 駆動タンク	可搬型代替注水ポンプ (SA-2機) タンクカー	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレッドヘッド)	可搬型スプレッドヘッドが使用できない場合、可搬型スプレッドヘッドによる燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	駆動タンク	可搬型スプレッドヘッド (SA-2機) タンクカー	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
判断及び備考	内容	有効性評価上期待する事故等対策																																																								
		実効対策	可搬型対策	計装対策																																																						
使用済燃料プールの冷却機能喪失	使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プール冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを認識する。	【対策用ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
使用済燃料プールの注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能喪失の進展後、使用済燃料プール温度上昇による蒸気により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを認識する。	—	—	【使用済燃料プール監視】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	可搬型スプレッドヘッド 駆動タンク	可搬型代替注水ポンプ (SA-2機) タンクカー (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレッドヘッド)	可搬型スプレッドヘッドが使用できない場合、可搬型スプレッドヘッドを用いた燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた注水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	駆動タンク	可搬型スプレッドヘッド (SA-2機) タンクカー (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																						
<p>表 4.1.2 主要評価条件 (想定事故1) (1/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">初期条件</td> <td>使用済燃料プール保有水量</td> <td>約 2,093m³ ※1</td> <td>保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水位</td> <td>通常水位</td> <td>通常水位を設定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの初期水温</td> <td>65℃</td> <td>保安規定の運転上の制限値</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱</td> <td>約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t</td> <td>原子炉停止後に最長時間 (原子炉停止後 10 日^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故条件</td> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失</td> <td>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系、サブプレッションプール浄化系等の機能喪失を設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: x-small; margin-top: 5px;">※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とはほぼ同様であるため、評価は7号炉の値を使用する。 ※2 柏崎刈原原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最長時間である約3日及び全燃料取り出しの最長時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p>	項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	使用済燃料プール保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位を設定	使用済燃料プールの初期水温	65℃	保安規定の運転上の制限値	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最長時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出	事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系、サブプレッションプール浄化系等の機能喪失を設定	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	<p>第 4.1.2 表 主要評価条件 (想定事故1) (1/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">初期条件</td> <td>使用済燃料プール保有水量</td> <td>約 2,093m³ ※1</td> <td>保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位</td> <td>通常水位</td> <td>通常水位を設定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水温</td> <td>65℃</td> <td>保安規定の運転上の制限値</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱</td> <td>約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t</td> <td>原子炉停止後に最長時間 (原子炉停止後 10 日^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故条件</td> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失</td> <td>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: x-small; margin-top: 5px;">※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とはほぼ同様であるため、評価は7号炉の値を使用する。 ※2 柏崎刈原原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最長時間である約3日及び全燃料取り出しの最長時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p>	項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	使用済燃料プール保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定	使用済燃料プール水温	65℃	保安規定の運転上の制限値	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最長時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出	事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	<p>⑤</p>										
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																								
初期条件	使用済燃料プール保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定																																																							
	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位を設定																																																							
	使用済燃料プールの初期水温	65℃	保安規定の運転上の制限値																																																							
	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最長時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出																																																							
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系、サブプレッションプール浄化系等の機能喪失を設定																																																							
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定																																																							
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																								
初期条件	使用済燃料プール保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定																																																							
	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定																																																							
	使用済燃料プール水温	65℃	保安規定の運転上の制限値																																																							
	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最長時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出																																																							
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定																																																							
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定																																																							

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前				変更後				変更理由
表 4.1.2 主要評価条件 (想定事故1) (2/2)				第 4.1.2 表 主要評価条件 (想定事故1) (2/2)				② (送水ラインの変更) ⑤
	項目	主要評価条件	条件設定の考え方		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に 関連する機器条件	燃料プール代替注水系 (可搬型)	45m ³ /h (1台) ※1にて注水	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	重大事故等対策に 関連する機器条件	燃料プール代替注水系 (可搬型)	45m ³ /h (4台) ※1で注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	
重大事故等対策に 関連する操作条件	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して, 事象発生から 12 時間までは, その機能に期待しないと仮定	重大事故等対策に 関連する操作条件	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して, 事象発生から 12 時間後までは, その機能に期待しないと仮定	
<small>※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレィヘッド), 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレィヘッド) の注水容量はともに 45m³/h 以上 (1 台) である。</small>				<small>※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレィヘッド), 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレィヘッド) の注水容量はともに 45m³/h 以上 (4 台) である。</small>				

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>4.2 想定事故 2</p> <p>4.2.1 想定事故 2 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「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」において, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「想定事故 2」として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料プールの水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>「想定事故 2」では, 使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに, 使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため, 使用済燃料プール水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 燃料は露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は, 使用済燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 「想定事故 2」では, 使用済燃料プール水の漏えいの停止や, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水によって, 燃料損傷の防止を図る。また, 燃料プール代替注水系 (可搬型) により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>「想定事故 2」における機能喪失に対して, 使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 運転員による使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい停止手段, サイフォンブレイク孔による漏えい停止機能及び燃料プール代替注水系 (可搬型) ※¹による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図4.2.1に, 手順の概要を図4.2.2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</p>	<p>4.2 想定事故 2</p> <p>4.2.1 想定事故 2 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「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」において, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 想定事故 2として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料プールの水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故 2 では, 使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに, 使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため, 使用済燃料プール水位が低下することから, 緩和措置がとられない場合には, 燃料は露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は, 使用済燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため, 重大事故等対策の有効性評価には, 使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 想定事故 2 では, 使用済燃料プール水の漏えいの停止及び燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水によって, 燃料損傷の防止を図る。また, 燃料プール代替注水系 (可搬型) により使用済燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故2における機能喪失に対して, 使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 運転員による使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい停止手段, サイフォンブレイク孔による漏えい停止機能及び燃料プール代替注水系 (可搬型) ※¹による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.2.1図に, 手順の概要を第4.2.2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操</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>操作手順の関係を表4.2.1に示す。</p> <p>「想定事故2」において、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22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（6号及び7号炉兼任）、当直副長2名^{※2}、運転操作対応を行う運転員6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名である。</p> <p>必要な要員と作業項目について図4.2.3に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系（可搬型）として燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を想定する。なお、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の注水手段が使用出来ない場合においては燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）による対応が可能である。</p> <p>※2 原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は、必ずしも当直副長2名ではなくケースによっては当直副長1名、運転員1名の場合もある。</p> <p>a. 使用済燃料プール水位低下確認</p> <p>使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの水位低下を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p>	<p>作手順の関係を第4.2.1表に示す。</p> <p>想定事故2において、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22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（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6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名である。</p> <p>必要な要員と作業項目について第4.2.3図に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系（可搬型）として、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）を想定する。なお、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）の注水手段が使用できない場合においては燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）による対応が可能である。</p> <p>a. 使用済燃料プール水位低下確認</p> <p>使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの水位低下を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p> <p>b. 使用済燃料プールの注水機能喪失確認</p> <p>使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）等である。</p>	<p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>c. 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離</p> <p>使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により, 使用済燃料プールからの漏えいを認知し, 原因調査を開始する。原因調査の結果, サイフォン現象による漏えいであることを判断し, 使用済燃料プールの冷却系配管の手動弁を閉止することで, 使用済燃料プールからの漏えい箇所の隔離が完了する。</p> <p>d. 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水</p> <p>燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を開始し, 使用済燃料プール水位を回復する。その後は, 使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ, 燃料プール代替注水系 (可搬型) の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた水量を注水することで, 使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位 (目安と考える 10mSv/h となる通常水位から約 2.1m 下の水位) ※³ より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な設備は, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※³ 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度 (100mSv) 等と比べ, 十分余裕のある値であり, かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値 (約 6mSv/h) を考慮した値 (10mSv/h) とする。この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約 2.1m 下の位置である。</p>	<p>c. 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離</p> <p>使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により, 使用済燃料プールからの漏えいを認知し, 原因調査を開始する。原因調査の結果, サイフォン現象による漏えいであることを判断し, 使用済燃料プールの冷却系配管の手動弁を閉止することで, 使用済燃料プールからの漏えい箇所の隔離が完了する。</p> <p>d. 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水</p> <p>燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認し, 開始する。準備が完了したところで, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を開始し, 使用済燃料プール水位を回復する。その後は, 使用済燃料プールの冷却系を復旧するとともに, 燃料プール代替注水系 (可搬型) の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで, 必要な遮蔽を確保できる使用済燃料プール水位※² より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な設備は, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※² 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度 (100mSv) 等と比べ, 余裕を考慮し, また通常時の現場線量率での実績値 (蒸気乾燥器の取り付け又は取り外し作業の実績 平成23年10月 柏崎刈羽原子力発電所7号炉 約 11mSv/h) を参考として設定する。この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約 2.1m 下の位置である。</p> <p>なお, 前述する現場線量率での実績値は設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点の値であり, 設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点の値では約 1mSv/h となり, 必要な遮蔽の目安 (10mSv/h) 以下であった。このように, 通常作業に対する作業員の放射線影響は, 線源との離隔距離を確保する, 作業時間を短くする, 遮蔽を実施するなど, 過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.2)</p>	<p>⑤ (操作の起点に関する記載の拡充)</p> <p>④ (線量率の実績値の見直し)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>「想定事故 2」の評価においては、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」を想定する。</p> <p>なお、使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却浄化系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、使用済燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を防止する設計としている。使用済燃料プールに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では固着を想定する。</p> <p>「想定事故 2」では、残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象による使用済燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下する。漏えいの隔離及び使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、「想定事故 2」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 style="text-align: right;">(添付資料 4.1.4, 4.2.1)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>「想定事故 2」に対する初期条件も含めた主要な評価条件を表 4.2.2 に示す。また、主要な評価条件について、「想定事故 2」特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件であ</p>	<p>4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故 2 で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」である。</p> <p>なお、使用済燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却浄化系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、使用済燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を防止する設計としている。使用済燃料プールに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では固着を想定する。</p> <p>想定事故 2 では、残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象による使用済燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下する。漏えいの隔離及び使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 2 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 style="text-align: right;">(添付資料 4.1.4, 4.2.1)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>想定事故 2 に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 4.2.2 表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故 2 特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件であ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る, 原子炉停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは, 崩壊熱は原子炉停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること, また, より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に抱絡される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.1)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし, 保有水量を厳しく見積もるため, 使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また, 使用済燃料プールの初期水温は, 運転上許容される上限の 65℃とする。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に, 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して, 使用済燃料プールの崩壊熱は約 11MW を用いるものとする。</p> <p>なお, 崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 19m³/h である。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系, 復水補給水系, サプレッションプール浄化系等の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 配管損傷の想定</p> <p>使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象として, 原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管^{※4}の貫通クラックによる損傷を想定する。当該配管は低圧設計の配管であることから, 配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックによる損傷を想定する。</p> <p>※4 使用済燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは, 燃料プール冷却浄化系のデ</p>	<p>る, 原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは, 崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること, また, より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.1.1)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし, 保有水量を厳しく見積もるため, 使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また, 使用済燃料プールの初期水温は, 運転上許容される上限の 65℃とする。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に, 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して, 使用済燃料プールの崩壊熱は約 11MW を用いるものとする。</p> <p>なお, 崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約 19m³/h である。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系, 復水補給水系等の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 配管損傷の想定</p> <p>使用済燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして, 原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管^{※3}の貫通クラックによる損傷を想定する。当該配管は低圧設計の配管であることから, 配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックによる損傷を想定する。</p> <p>※3 使用済燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは, 燃料プール冷却浄化系のデ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>④ (設備資料との整合)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>イフューザ配管以外になく, よって当該配管に接続される系統のうち, 配管内径及び損傷時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定</p> <p>(c) サイフォン現象による漏えい量 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については, 燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し, 逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このときの使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は約 70m³/h となる。 なお, 評価においてはディフューザ配管に施工されているサイフォンブレイク孔の漏えい停止効果に期待しない。 (添付資料 4. 2. 2, 4. 2. 3)</p> <p>(d) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源がない場合においても, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水は可能であり, 外部電源がある場合と事象進展は同等となるが, 資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 燃料プール代替注水系 (可搬型) 使用済燃料プールへの注水は, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 1 台を使用するものとし, 崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る 45m³/h^{※5}にて注水する。 ※5 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド), 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量はともに45m³/h 以上(1台)である。</p> <p>d. 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。 (a) 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離は, 事象発生から150分後に完</p>	<p>イフューザ配管以外になく, よって当該配管に接続される系統のうち, 配管内径及び損傷時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定。</p> <p>(c) サイフォン現象による漏えい量 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については, 燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し, 逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このときの使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は約 70m³/h となる。 なお, 評価においてはディフューザ配管のサイフォンブレイク孔による漏えい停止効果には期待しないものとする。 (添付資料 4. 2. 2, 4. 2. 3)</p> <p>(d) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水は可能であり, 外部電源がある場合と事象進展は同等となるが, 資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 燃料プール代替注水系 (可搬型) 使用済燃料プールへの注水は, 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 4 台を使用するものとし, 崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る 45m³/h^{※4}にて注水する。 ※4 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド), 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量はともに45m³/h 以上(4台)である。</p> <p>d. 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。 (a) 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離は, 事象発生から150分後に完</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (送水ラインの変更) ⑤</p> <p>② (送水ラインの変更) ⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>了する。</p> <p>(b) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は、事象発生12時間後から開始する。</p> <p>なお、サイフォンブレイク孔の効果に期待した場合には事象発生から約100分後（6号炉は80分後、7号炉は100分後）に漏えいが停止するため、運転員による漏えい停止操作での対応に比べ、その後の事象進展や評価項目となるパラメータが緩和されることから本評価では運転員による使用済燃料プールの漏えい箇所の隔離操作による対応を示す。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>使用済燃料プール水位の変化を図 4.2.4 に、使用済燃料プール水位と線量率の評価結果を図 4.2.5 に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象によって、使用済燃料プール水は漏えいし、使用済燃料プール水位は低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。原子炉建屋 2 階にある燃料プール冷却浄化系配管の手動弁を閉止することにより、事象発生から 150 分後に漏えい箇所を隔離し、サイフォン現象による漏えいを停止する。一方、使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による水の注水準備を行うが補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水準備を行う。</p> <p>使用済燃料プールへの注水が始まるまで、使用済燃料プール水温は約 5℃/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100℃に達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 12 時間経過した時点で燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位は回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、燃料プール代替注水系（可搬型）により、蒸発量に応じた水量を使用済燃料プールに注水し、使用済燃料プール水位を維持する。</p>	<p>完了する。</p> <p>(b) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は、緊急時対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生12時間後から開始する。</p> <p>なお、サイフォンブレイク孔の効果に期待する場合、事象発生から約100分後に漏えいが停止するため、運転員による漏えい停止操作での対応に比べ、その後の事象進展や評価項目となるパラメータが緩和されることから本評価では運転員による使用済燃料プールの漏えい箇所の隔離操作による対応を示す。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>想定事故 2 における使用済燃料プール水位の推移を第 4.2.4 図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第 4.2.5 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象によって、使用済燃料プール水は漏えいし、使用済燃料プール水位は低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。原子炉建屋 2 階にある燃料プール冷却浄化系配管の手動弁を閉止することにより、事象発生から 150 分後に漏えい箇所を隔離し、サイフォン現象による漏えいを停止する。一方、使用済燃料プールの喪失した保有水を注水するため、補給水系による水の注水準備を行うが補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水準備を行う。</p> <p>使用済燃料プールへの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約 5℃/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100℃に達する。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 12 時間経過した時点で燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位は回復する。</p> <p>その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系（可搬型）により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料プール水位は, 図 4.2.4 に示すとおり, 通常水位から約 1.2m 下の水位まで低下するに留まり, 有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温については約 7 時間で沸騰し, その後 100℃ 付近で維持される。</p> <p>また, 図 4.2.5 に示すとおり, 使用済燃料プール水位が通常水位から約 1.2m 下の水位となった場合の線量率は約 1.0×10^{-1} mSv/h 以下であり, 必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h と比べて低い値であることから, この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお, 線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており, 必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため, 未臨界は維持される。</p> <p>事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し, その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。 (添付資料 4.1.2, 4.2.4)</p> <p>4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>「想定事故2」では, サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離とする。</p> <p>(1) 評価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>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料プール水位は, 第 4.2.4 図に示すとおり, 通常水位から約 1.2m 下まで低下するに留まり, 有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温については約 7 時間で沸騰し, その後 100℃ 付近で維持される。</p> <p>また, 第 4.2.5 図に示すとおり, 使用済燃料プール水位が通常水位から約 1.2m 下の水位となった場合の線量率は約 1.0×10^{-1} mSv/h 以下であり, 必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h と比べて低いことから, この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお, 線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。</p> <p>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており, 必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため, 本事象においても未臨界は維持される。</p> <p>事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し, その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。 (添付資料 4.1.2, 4.2.4)</p> <p>4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>想定事故2では, サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し, 使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離とする。</p> <p>(1) 評価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>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<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, 表 4.2.2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, 評価条件の設定に当たっては, 7号炉を代表として原則, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱, 事象発生前の使用済燃料プールの初期水温及び初期水位, プールゲートの状態, 並びに損傷箇所・状態の想定及び逆流防止用の逆止弁の状態の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>初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 使用済燃料プール水の温度上昇及び水位低下速度は緩やかになるが, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は, 燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく, 水位低下による異常の認知を起点とするものであるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は, 評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなることを考えられ, さらに時間余裕が長くなることを考えられるが, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は, 燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく, 水位低下による異常の認知を起点とするものであるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プールの水位は, 評価条件の通常水位に対し</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 4.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 評価条件の設定に当たっては, 7号炉を代表として原則, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, 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>初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり, 評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 使用済燃料プール水温の上昇及び水位の低下は緩和されるが, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく, 注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を, 漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は, 評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり, 評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり, 沸騰開始時間は遅くなるため, 時間余裕が長くなるが, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく, 注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を, 漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は, 評価条件の通常水位に対し</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ (操作の起点に関する記載の拡充)</p> <p>⑤ (操作の起点に関する記載の拡充)</p> <p>⑤ (操作の起点に関する記載の拡充)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、有効燃料棒頂部に低下するまでの時間は短くなるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は、初期水位に応じた対応をとるものではなく、水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。また、初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は、水位低下により原子炉建屋最上階の線量が上昇するため、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、このような水位低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止、原子炉建屋最上階以外での漏えいの隔離操作及び屋外からの燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。また、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉 約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による水位の低下速度は緩和されるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>て最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合は、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>配管損傷の想定及びサイフォン現象による漏えい量は、損傷面積及び弁の開口面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏えい量が多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水</p>	<p>充)</p> <p>⑤</p> <p>⑤ (操作の起点に関する記載の拡充)</p> <p>⑤ (配管損傷の想定とサイフォン現象による漏えい量の不確かさに関する記載を追記)</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(b)評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さな値となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、低くなることが考えられ、使用済燃料プールの水位低下が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、自然蒸発,使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。また、使用済燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。さらに、仮に事象発生直後から沸騰による使用済燃料プールの水位低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から16時間以上（10mSv/hの場合、6号炉は約16時間、7号炉は約17時間）、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.1日）あることから長時間を要し、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>位が低下する時間は短くなるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は漏えい量に応じた対応をとるものではなく、注水操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b)評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>また、自然蒸発,使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位の低下開始時間より早く使用済燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、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、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から16時間以上（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約16時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.1日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>⑤（配管損傷の想定とサイフォン現象による漏えい量の不確かさに関する記載を追記）</p> <p>⑤</p> <p>④（最確条件の見直し）</p> <p>⑤</p> <p>③（有効桁数処理の見直しに伴う原子炉水位評価の変更）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>初期水位の変動を考慮した場合, 有効燃料棒頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間は短くなるが, 仮に初期水位を水位低警報レベル (通常水位から約0.3m下) ^{※6}とした場合であっても, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は20時間程度 (10mSv/hの場合, 6号及び7号炉 約20時間), 有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は約3日以上 (6号及び7号炉 約3.6日) と長時間を要し, 事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水が可能であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。また, 初期に地震起因のスロッシングが発生していた場合において, 最大で約3m程度の水位の低下が発生する (溢水量: 6号炉 690m³, 7号炉 710m³)。その現場における長時間の作業は困難となる。ただし, このような水位低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止, 原子炉建屋最上階以外での漏えいの隔離操作及び屋外から燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド) による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であるため, 現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド) による使用済燃料プールへの注水を実施することにより, 6号及び7号炉の使用済燃料プールの水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約26時間後 (10mSv/hの場合), 通常水位まで回復する時間は事象発生から約45時間後となる。また, 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間は事象発生から2日以上 (6号及び7号炉 約2.2日) あり, 事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水が可能であるため, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>プールゲートの状態の変動を考慮した場合, プールゲート開放時は</p>	<p>初期条件の使用済燃料プール水位は, 評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり, 評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため, その変動を考慮した場合, 使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが, 仮に初期水位を水位低警報レベル (通常水位から約0.3m下) ^{※5}とした場合であっても, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約20時間 (10mSv/hの場合, 6号及び7号炉は約20時間), 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から約3日以上 (6号及び7号炉は約3.3日) あり, 事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水が可能であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合, 使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから, その現場における長時間の作業は困難である。ただし, このような使用済燃料プール水位の低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止, 原子炉建屋最上階以外での漏えいの隔離操作及び屋外から燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド) による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから, 現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド) による使用済燃料プールへの注水を実施することにより, 6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後 (10mSv/hの場合, 6号炉では約1.0日後, 7号炉では約1.1日後), 通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後 (6号炉では約1.8日後, 7号炉では約1.9日後) となる。また, 使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上 (6号及び7号炉は約2.2日) あり, 事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水が可能であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は, 評価条件のプールゲート閉に</p>	<p>③ (評価条件の見直しに伴う有効燃料棒頂部到達時間の変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤ (原子炉水位回復時間に関する記載の拡充)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>原子炉ウェル, 蒸気乾燥器・気水分離器ピット (D/Sピットという) 及びキャスクピットの保有水を考慮すると使用済燃料プールの保有水量は多くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが, 有効燃料棒頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでに十分な時間余裕があることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>損傷箇所・状態の想定及び逆流防止用の逆止弁の状態の変動を考慮した場合, 配管全周損傷, 逆止弁全開固着と想定した場合は漏えい量が多くなり, 漏えい箇所隔離操作までの時間余裕が短くなる。ただし, サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく, 漏えい量が少なくな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>※6 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (SA広域) の水位低の警報設定値: 6号炉通常水位-225mm, 7号炉通常水位-267mm (添付資料4.2.5)</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>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は, 評価上の操作完了時間として, 事象発生から 150 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, 評価上の燃料プール水位低警報の確認後の注水機能喪失確認までに余裕を含め 1 時間を考慮して, その後使用済燃料</p>	<p>対して最確条件はプールゲート開であり, 評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり, 使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>配管損傷の想定及びサイフォン現象による漏えい量は, 損傷面積及び弁の開口面積が評価条件より大きな場合, 使用済燃料プールの保有水の漏えい量が多くなり, 通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなる。配管の全周破断及び逆止弁の全開固着が発生して漏えいが継続する場合, 使用済燃料プールの水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの時間は約2時間の時間余裕となり, 漏えい箇所の隔離までの150分より短くなる。ただし, サイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく, 漏えい量が少なくな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>※5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計 (SA広域) の水位低の警報設定値: 6号炉通常水位-225mm, 7号炉通常水位-267mm (添付資料4.2.2, 4.2.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして, 操作の不確かさを「認知」, 「要員配置」, 「移動」, 「操作所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し, これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また, 運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し, 評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は, 評価上の操作完了時間として, 事象発生から 150 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, 評価上の燃料プール水位低警報の確認後の注水機能喪失確認までに余裕を含め 1 時間を考慮し, その後使用済燃料プ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤ (配管損傷の想定とサイフォン現象による漏えい量の不確かさに関する記載を追記)</p> <p>⑤ (配管損傷の想定とサイフォン現象による漏えい量の不確かさに関する記載を追記)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作を実施する設定としているが、実際の操作の場合、燃料プール水位低を認知した時点で使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作に着手可能であり、注水機能喪失確認と同時に実施できるため、評価上の操作完了時間に対し、実際の操作完了時間が早くなる場合が考えられ、使用済燃料プール水の漏えい量が少なくなる。当該操作は、評価条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作完了時間は早まる可能性があるが、他の操作と重複しないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から12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、評価上の操作開始時間は事象発生12時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの水位低下による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ、使用済燃料プール水位の回復を早める。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、漏えい箇所の隔離操作に対して約7時間程度（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約7.1時間）、注水操作に対して約23時間程度（6号及び7号炉 約23時間）と操作に対して十分な時間余裕をもつことから、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4.2.5)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認</p>	<p>ール水位の低下要因調査及び漏えいの隔離操作を実施する設定としているが、実態の操作開始時間、燃料プール水位低を認知した時点で使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作に着手可能であり、注水機能喪失確認と同時に実施できるため、評価上の操作完了時間に対し、実態の操作完了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。当該操作は、評価条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作完了時間は早まる可能性があるが、他の操作との重複はないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から12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、評価上の操作開始時間は事象発生12時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プール水位の低下による異常の認知後に冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実態の操作開始時間は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。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作及び燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、漏えい箇所の隔離操作に対して約7時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約7時間）、注水操作に対して約23時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約23時間）と操作に対して十分な時間余裕があることから、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: right;">(添付資料4.2.5)</p> <p>(2) 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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤（操作の起点に関する記載の拡充）</p> <p>⑤（有効桁数の見直し）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は, 当該操作に対する時間余裕について, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は7時間以上 (10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約7.1時間), 有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は23時間程度 (6号及び7号炉 約23時間) であり, これに対して, 事故を検知して漏えい箇所の隔離操作の実施が完了するまでの時間は事象発生から約150分であることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は, 当該操作に対する時間余裕について, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が23時間程度 (10mSv/hの場合, 6号炉では約23時間後, 7号炉では約24時間後), 有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間が3日以上 (6号及び7号炉 約3.4日) であり, これに対して, 事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間であることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.2.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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, 操作時間余裕及び評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響を確認した。その結果, 評価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。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 運転員等操作時間には時間余裕がある。</p> <p>4.2.4 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>「想定事故2」において6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は, 「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり22名である。「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している当直長, 当直副長, 運転員及び緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>なお, 今回評価した原子炉停止中ではなく, 原子炉運転中を想定した場合, 事象によっては, 原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の対応の対応と使用済燃料プールにおける重大事故想定事故2の対応が重畳</p>	<p>余裕を確認し, その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の漏えい箇所の隔離操作は, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約7時間 (10mSv/hの場合, 6号及び7号炉は約7時間), 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約23時間 (6号炉では約23時間, 7号炉では約24時間) であり, 事故を検知して漏えい箇所の隔離操作の実施が完了するまでの時間は事象発生から約150分であることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が約23時間 (10mSv/hの場合, 6号及び7号炉は約23時間), 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が3日以上 (6号及び7号炉は約3.4日) であり, 事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定していることから, 時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.2.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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, 評価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。この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p> <p>4.2.4 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>想定事故2において, 6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は, 「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり22名である。「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している運転員, 緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>なお, 今回評価した原子炉運転停止中ではなく, 原子炉運転中を想定した場合, 事象によっては, 原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と, 想定事故2の対応が重畳することも考えられ</p>	<p>⑥ (エビデンス資料からの転記誤り)</p> <p>③ (有効桁数の見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、時間余裕が十分長く時間余裕があり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プールの保有水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>「想定事故2」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約3,300m³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6,600m³の水が必要である。水源として、淡水貯水池に約18,000m³の水量を保有しており、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防火水槽に移送することで、防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プール注水及び防火水槽への補給の開始を12時間としているが、これは、可搬型設備を12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.2.6)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約7kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・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79kLの軽油が必要となる。（6号及び</p>	<p>る。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約3,300m³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6,600m³の水が必要である。水源として、淡水貯水池に約18,000m³の水量を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料4.2.6)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要と</p>	<p>⑤</p> <p>②（送水ラインの変更）</p> <p>②（送水ラインの変更）</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>③（燃費試験結果の反映）</p> <p>④（燃費修正）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

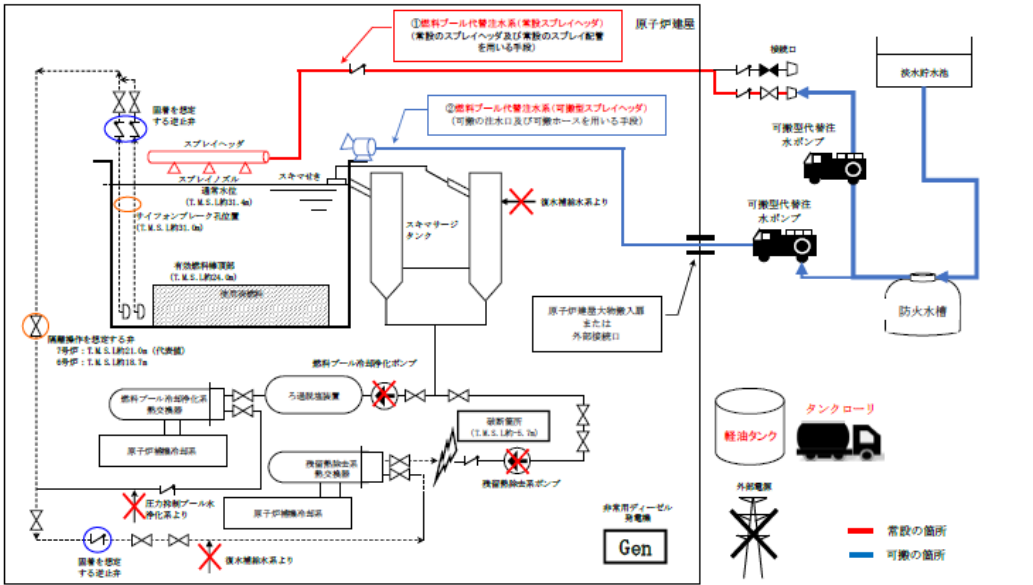
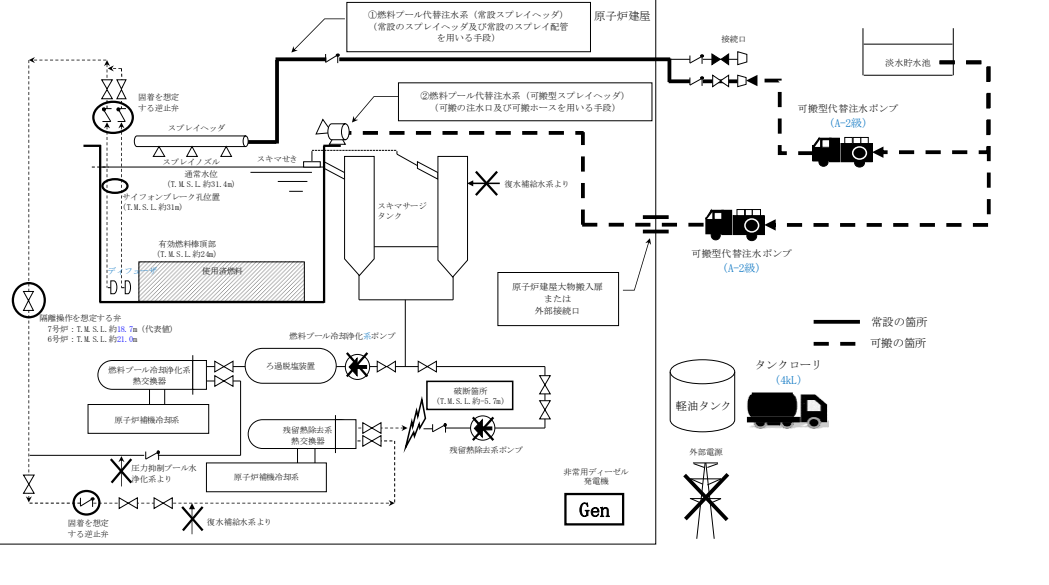
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>7号炉 合計 約1,595kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL (6号及び7号炉合計 約2,040kL) の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機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。 (添付資料4.2.7)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し, 非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対して電源供給が可能である。</p> <p>4.2.5 結論</p> <p>「想定事故 2」では, 使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず, サイフォン現象による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し, かつ, 使用済燃料プールへの水の注水にも失敗して使用済燃料プール水位が低下することで, やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。「想定事故 2」に対する燃料損傷防止対策としては, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>「想定事故2」について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により, 使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから, 放射線の遮蔽が維持され, かつ, 燃料損傷することはない。</p> <p>また, 使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており, 必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため, 未臨界は維持される。</p>	<p>なる (6号及び7号炉合計約1,549kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL (6号及び7号炉合計約2,040kL) の軽油を保有しており, これらの使用が可能であることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について, 7日間の継続が可能である。 (添付資料4.2.7)</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し, 非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>4.2.5 結論</p> <p>想定事故 2 では, 使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず, サイフォン現象等による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し, かつ, 使用済燃料プールへの水の注水にも失敗して使用済燃料プール水位が低下することで, やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故 2 に対する燃料損傷防止対策としては, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水手段を整備している。</p> <p>想定事故2について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても, 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により, 使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから, 放射線の遮蔽が維持され, かつ, 燃料損傷することはない。</p> <p>また, 使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており, 必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため, 未臨界は維持される。</p>	<p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>その結果, 有効燃料棒頂部の冠水, 放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから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>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は, 「想定事故2」に対して有効である。</p>	<p>その結果, 有効燃料棒頂部の冠水, 放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから, 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>評価条件の不確かさについて確認した結果, 運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間余裕について確認した結果, 操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は, 運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また, 必要な水源, 燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから, 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は, 想定事故2に対して有効である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>
 <p>図 4.2.1 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図 (使用済燃料プールへの注水)</p>	 <p>第 4.2.1 図 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図 (使用済燃料プールへの注水)</p>	<p>② (送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗,設備変更,運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充,適正化 ⑥誤記訂正

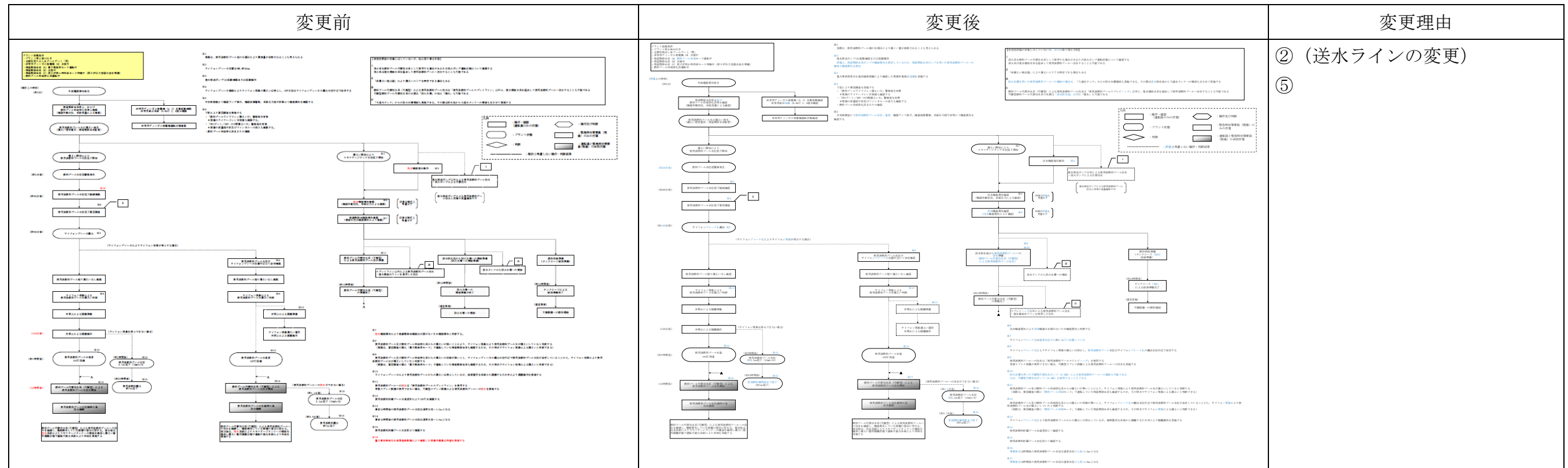


図 4.2.2 想定事故 2 の対応手順の概要

第 4.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要

- ② (送水ラインの変更)
 ⑤

- ② (送水ラインの変更による作業
 時間及び必要要員数の見直し)
 ② (給油準備作業時間の見直し)
 ⑤

作業項目	実施要員・必要人員数					作業内容	経過時間 (分)	備考
	1人	2人	3人	4人	5人			
1. 現場確認	1A	1A	-	-	-	現場確認	10	
2. 送水ラインの切断	-	-	-	-	-	送水ラインの切断	10	
3. 送水ラインの接続	-	-	-	-	-	送水ラインの接続	10	
4. 送水ラインの点検	-	-	-	-	-	送水ラインの点検	10	
5. 送水ラインの復旧	-	-	-	-	-	送水ラインの復旧	10	
6. 現場の整理	-	-	-	-	-	現場の整理	10	
7. 作業完了の確認	-	-	-	-	-	作業完了の確認	10	
8. 作業終了	-	-	-	-	-	作業終了	10	

図 4.2.3 想定事故 2 の作業と所要時間

作業項目	実施要員・必要人員数					作業内容	経過時間 (分)	備考
	1人	2人	3人	4人	5人			
1. 現場確認	1A	1A	-	-	-	現場確認	10	
2. 送水ラインの切断	-	-	-	-	-	送水ラインの切断	10	
3. 送水ラインの接続	-	-	-	-	-	送水ラインの接続	10	
4. 送水ラインの点検	-	-	-	-	-	送水ラインの点検	10	
5. 送水ラインの復旧	-	-	-	-	-	送水ラインの復旧	10	
6. 現場の整理	-	-	-	-	-	現場の整理	10	
7. 作業完了の確認	-	-	-	-	-	作業完了の確認	10	
8. 作業終了	-	-	-	-	-	作業終了	10	

第 4.2.3 図 「想定事故 2」の作業と所要時間

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>弁閉止による損傷箇所の隔離操作実施 (事象発生 150 分後 水位 通常水位から-0.8m)</p> <p>燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水開始 (事象発生 12 時間後 水位 通常水位から-1.2m)</p> <p>使用済燃料プール水温 100°C到達 (事象発生約 7 時間後)</p> <p>事象発生約 23 時間後に通常水位まで回復 使用済燃料プール水位回復後、蒸発量に応じた注水により水位維持</p>	<p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>弁閉止による損傷箇所の隔離操作実施 (事象発生 150 分後 水位 通常水位から約-0.8m)</p> <p>燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水開始 (事象発生 12 時間後 通常水位から約-1.2m)</p> <p>使用済燃料プール水温 100°C到達 (事象発生約 7 時間後)</p> <p>事象発生約 23 時間後に通常水位まで回復 使用済燃料プール水位回復後、蒸発量に応じた注水により水位維持</p>	<p>⑤</p>
<p>図 4.2.4 使用済燃料プール水位の推移</p> <p>線量率 (mSv/h)</p> <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を基準とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済燃料棒の露出開始</p> <p>想定事故 2 での水位の低下 (通常水位から約 1.2m)</p> <p>通常水位</p> <p>使用済燃料棒を基準とした線量率が支配的な水位</p>	<p>第 4.2.4 図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故 2)</p> <p>線量率 (mSv/h)</p> <p>有効燃料棒頂部からの水位 (m)</p> <p>使用済燃料を基準とした線量率が支配的な水位</p> <p>使用済燃料棒の露出開始</p> <p>想定事故 2 での水位の低下 (通常水位から約 1.2m)</p> <p>通常水位</p> <p>使用済燃料棒を基準とした線量率が支配的な水位</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																																																																		
<p>表 4.2.1 想定事故 2 における重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故等対策</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール水位低下確認</td> <td>使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】</td> <td>-</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの止水機能喪失確認</td> <td>使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの止水機能喪失であることを確認する</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール漏えい箇所の隔離</td> <td>使用済燃料プール又はスキマージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを感知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉鎖することで漏えい箇所の隔離が完了する</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水</td> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する</td> <td>常設スプレイヘッド 軽油タンク</td> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)</td> <td>常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備による燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する</td> <td>軽油タンク</td> <td>可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対策設備 (設計基準仕様) 有効性評価上考慮しない操作</p>		判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故等対策			常設設備	可搬型設備	計装設備	使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プールの止水機能喪失確認	使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの止水機能喪失であることを確認する	-	-	復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料プール又はスキマージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを感知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉鎖することで漏えい箇所の隔離が完了する	-	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備による燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する	軽油タンク	可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	<p>第 4.2.1 表 「想定事故 2」 の重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手続</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故等対策</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール水位低下確認</td> <td>使用済燃料プールの冷却系を再冷却している系統が機能喪失すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】</td> <td>-</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プールの止水機能喪失確認</td> <td>使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの止水機能喪失であることを確認する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>【復水移送ポンプ吐出圧力】 【復水移送ポンプ吐出圧力】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール漏えい箇所の隔離</td> <td>使用済燃料プール又はスキマージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを感知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉鎖することで漏えい箇所の隔離が完了する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水</td> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</td> <td>常設スプレイヘッド 軽油タンク</td> <td>可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (4L)</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> <tr> <td>燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)</td> <td>常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備を用いた燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</td> <td>軽油タンク</td> <td>可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (4L)</td> <td>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等対策設備 (設計基準仕様) 有効性評価上考慮しない操作</p>		判断及び操作	手続	有効性評価上期待する事故等対策			常設設備	可搬型設備	計装設備	使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールの冷却系を再冷却している系統が機能喪失すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プールの止水機能喪失確認	使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの止水機能喪失であることを確認する。	-	-	【復水移送ポンプ吐出圧力】 【復水移送ポンプ吐出圧力】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料プール又はスキマージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを感知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉鎖することで漏えい箇所の隔離が完了する。	-	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (4L)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備を用いた燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	軽油タンク	可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (4L)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	⑤
判断及び操作	操作			有効性評価上期待する事故等対策																																																																		
		常設設備	可搬型設備	計装設備																																																																		
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
使用済燃料プールの止水機能喪失確認	使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの止水機能喪失であることを確認する	-	-	復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料プール又はスキマージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを感知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉鎖することで漏えい箇所の隔離が完了する	-	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備による燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する	軽油タンク	可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
判断及び操作	手続	有効性評価上期待する事故等対策																																																																				
		常設設備	可搬型設備	計装設備																																																																		
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料プールの冷却系を再冷却している系統が機能喪失すると同時に、使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料プール水位が低下することを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
使用済燃料プールの止水機能喪失確認	使用済燃料プールの水位低下分を注水するため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールへの止水機能喪失であることを確認する。	-	-	【復水移送ポンプ吐出圧力】 【復水移送ポンプ吐出圧力】 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料プール又はスキマージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを感知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいではないことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉鎖することで漏えい箇所の隔離が完了する。	-	-	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (4L)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備を用いた燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸気量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	軽油タンク	可搬型スプレイ設備 可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (4L)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)																																																																		
<p>表 4.2.2 主要評価条件 (想定事故 2) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">初期条件</td> <td>使用済燃料プールの保有水量</td> <td>約 2,093m³ ※1</td> <td>保有水を厳しく見積るためにプールゲート閉の状況を想定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール初期水位</td> <td>通常水位</td> <td>通常水位を設定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール初期水温</td> <td>65℃</td> <td>保安規定の運転上の制限値</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱</td> <td>約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度: ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t</td> <td>原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 記載の値は 7 号炉の値である。6 号炉の使用済燃料プールの保有水量は 7 号炉とほぼ同様であるため、評価は 7 号炉の値を使用する。 ※2 柏崎刈羽原子力発電所 1 号炉から 7 号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約 3 日及び全燃料取り出しの最短時間約 7 日を考慮して原子炉停止後 10 日を設定。原子炉停止 10 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p>		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水を厳しく見積るためにプールゲート閉の状況を想定	使用済燃料プール初期水位	通常水位	通常水位を設定	使用済燃料プール初期水温	65℃	保安規定の運転上の制限値	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度: ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出				<p>第 4.2.2 表 主要評価条件 (想定事故 2) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">初期条件</td> <td>使用済燃料プールの保有水量</td> <td>約 2,093m³ ※1</td> <td>保有水量を厳しく見積るためにプールゲート閉の状況を想定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位</td> <td>通常水位</td> <td>通常水位を設定</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水温</td> <td>65℃</td> <td>保安規定の運転上の制限値</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱</td> <td>約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度: ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t</td> <td>原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 記載の値は 7 号炉の値である。6 号炉の使用済燃料プールの保有水量は 7 号炉とほぼ同様であるため、評価は 7 号炉の値を使用する。 ※2 柏崎刈羽原子力発電所 1 号炉から 7 号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約 3 日及び全燃料取り出しの最短時間約 7 日を考慮して原子炉停止後 10 日を設定。原子炉停止 10 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p>		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水量を厳しく見積るためにプールゲート閉の状況を想定	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定	使用済燃料プール水温	65℃	保安規定の運転上の制限値	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度: ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出	⑤																															
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																																				
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水を厳しく見積るためにプールゲート閉の状況を想定																																																																			
	使用済燃料プール初期水位	通常水位	通常水位を設定																																																																			
	使用済燃料プール初期水温	65℃	保安規定の運転上の制限値																																																																			
	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度: ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出																																																																			
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																																				
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,093m ³ ※1	保有水量を厳しく見積るためにプールゲート閉の状況を想定																																																																			
	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定																																																																			
	使用済燃料プール水温	65℃	保安規定の運転上の制限値																																																																			
	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度: ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日 ^{※2}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出																																																																			

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前				変更後				変更理由
表 4.2.2 主要評価条件 (想定事故2) (2/2)				第 4.2.2 表 主要評価条件 (想定事故2) (2/2)				② (送水ラインの変更) ⑤
	項目	主要評価条件	条件設定の考え方		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系, 復水補給水系, サプレッションプール浄化系等の機能喪失を設定	事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系, 復水補給水系等の機能喪失を設定	
	配管損傷の想定	残留熱除去系配管の配管内径の1/2の長さ配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷	原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷を想定		配管損傷の想定	残留熱除去系の配管内径の1/2の長さ配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷	低圧配管であるため, 全周破断の発生は考えづらいためと考え貫通クラックによる損傷を想定	
	サイフォン現象による漏えい量	約 70m ³ /h	燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより閉塞し, 逆止弁の機能が十分に働かない状態を想定し, 設定 サイフォンによる漏えいを停止させる配管の孔 (サイフォンブレイク孔) によるサイフォンブレイクに期待しないものとする		サイフォン現象による漏えい量	約 70m ³ /h	想定される異物の弁への噛み込みにより逆止弁が閉塞し, その機能が十分に働かない状態を想定。なお, サイフォン現象による漏えいを停止させる配管の孔 (サイフォンブレイク孔) によるサイフォンブレイクには期待しない	
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定		外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	
重大機器関連する対策	燃料プール代替注水系 (可搬型)	45m ³ /h (1台) ※1にて注水	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	重大機器関連する対策	燃料プール代替注水系 (可搬型)	45m ³ /h (4台) ※1にて注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	
	使用済燃料プール漏えい隔離	事象発生から 150 分後	認知, 現場調査, 漏えい箇所隔離までの操作の作業想定時間に余裕を含めて設定 (水位低下認知及び注水機能及び崩壊熱除去機能喪失確認に余裕を踏まえ 1 時間, 水位低下要因調査及び現場隔離操作箇所への移動に 1 時間, 隔離操作実施に 30 分の合計 150 分)		使用済燃料プール漏えい隔離	事象発生から 150 分後	認知, 現場調査, 漏えい箇所隔離までの操作の作業想定時間に余裕を含めて設定 (水位低下認知及び注水機能及び崩壊熱除去機能喪失確認に余裕を踏まえ 1 時間, 水位低下要因調査及び現場隔離操作箇所への移動に 1 時間, 隔離操作実施に 30 分の合計 150 分)	
関連する事故等対策条件	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して, 事象発生から 12 時間までは, その機能に期待しないと仮定	関連する事故等対策条件	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して, 事象発生から 12 時間までは, その機能に期待しないと仮定	

※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド), 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量は, ともに 45m³/h 以上 (1 台) である。

※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド), 燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量は, ともに 45m³/h 以上 (4 台) である。

変更前	変更後	変更理由
<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>5.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」において, 燃料損傷防止対策の有効性に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「崩壊熱除去機能喪失（RHR機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」, ②「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]※）+崩壊熱除去・注水系失敗」, ③「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失）+崩壊熱除去・注水系失敗」及び④「外部電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>※ 原子炉冷却材浄化系等の残留熱除去系以外の崩壊熱除去機能の喪失</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」では, 原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により, 崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 崩壊熱除去機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 崩壊熱除去機能に対する設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 運転員が異常を認知して, 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことによって燃料損傷の防止を図る。また, 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより, 原子炉除熱を実施する。</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>5.1.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「崩壊熱除去機能喪失（RHR機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」, ②「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]^{※1}）+崩壊熱除去・注水系失敗」, ③「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失）+崩壊熱除去・注水系失敗」及び④「外部電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>※1 原子炉冷却材浄化系等の残留熱除去系以外の崩壊熱除去機能の喪失</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」では, 原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により, 崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 崩壊熱除去機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 崩壊熱除去機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 運転員が異常を認知して, 待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより, 原子炉を除熱する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）による原子炉注水手段及び除熱手段を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合については「5.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。これらの対策の概略系統図を図 5.1.1 及び図 5.1.2 に、手順の概要を図 5.1.3 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操作手順の関係を表 5.1.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、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 14 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（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 6 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 名である。必要な要員と作業項目について図 5.1.4 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、14 名で対処可能である。</p> <p>※原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は、必ずしも当直副長2名ではなく、当直副長1名、運転員1名の場合もある。</p> <p>a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認</p> <p>原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し 100℃に到達する。運転員は原子炉水温の上昇等を確認し、崩壊熱除去機能喪失を確認する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器</p>	<p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）による原子炉注水手段及び除熱手段を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合については「5.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。これらの対策の概略系統図を第 5.1.1 図及び第 5.1.2 図に、手順の概要を第 5.1.3 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操作手順の関係を第 5.1.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、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 14 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（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 6 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 名である。必要な要員と作業項目について第 5.1.4 図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、14 名で対処可能である。</p> <p>a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認</p> <p>原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し 100℃に到達する。運転員は原子炉水温の上昇等を確認し、崩壊熱除去機能喪失を確認する。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器</p>	<p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p> <p>③（要員の運用変更）</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>入口温度等である。</p> <p>b. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持 崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が 100℃に到達し, 原子炉圧力が上昇することから, 原子炉を低圧状態に維持するため, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 1 個を開操作する。 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力等である。</p> <p>c. 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水 崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し原子炉水位が低下するため, 中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水を開始し, 原子炉水位を回復する。 残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>d. 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による崩壊熱除去機能回復 残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉水位回復後, 中央制御室にて残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) へ切替を行い, 崩壊熱除去機能を回復する。 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による崩壊熱除去機能回復を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系熱交換器入口温度等である。 崩壊熱除去機能回復後, 逃がし安全弁を全閉とし, 原子炉低圧状態の維持を停止する。</p>	<p>出口温度等である。</p> <p>b. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持 崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が 100℃に到達し, 原子炉圧力が上昇することから, 原子炉を低圧状態に維持するため, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 1 個を開操作する。 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力等である。</p> <p>c. 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水 崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し, 原子炉水位が低下するため, 中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水を開始し, 原子炉水位を回復する。 残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>d. 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による崩壊熱除去機能回復 残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉水位回復後, 中央制御室にて残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) へ切替を行い, 崩壊熱除去機能を回復する。 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による崩壊熱除去機能回復を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系熱交換器入口温度等である。 崩壊熱除去機能回復後, 逃がし安全弁を全閉とし, 原子炉低圧状態の維持を停止する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>5.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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 style="text-align: right;">(添付資料 5.1.1, 5.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を表5.1.2に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p>	<p>5.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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 style="text-align: right;">(添付資料 5.1.1, 5.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第5.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 原子炉圧力容器の状態</p> <p>原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(a) 崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は, ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づくものとし, また, 崩壊熱を厳しく見積もるために, 原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 22MW である。 なお, 崩壊熱に相当する冷却材の蒸発量は約 37m³/h である。 (添付資料 5.1.3)</p> <p>(b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし, また, 原子炉初期水温は 52℃とする。</p> <p>(c) 原子炉圧力 原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また, 事象発生後において, 水位低下量を厳しく見積もるために, 逃がし安全弁の開操作によって原子炉圧力は大気圧が維持されているものとする*。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の状態 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については, 燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から, 未開放時の評価に包絡される。</p> <p>※ 実操作では低圧注水系の準備が完了した後で減圧を実施することとなり, 残留熱除去系の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため, 原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。</p>	<p>(b) 崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は, ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づくものとし, また, 崩壊熱を厳しく見積もるために, 原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 22MW である。 なお, 崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約 37m³/h である。 (添付資料 5.1.3)</p> <p>(c) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし, また, 原子炉初期水温は 52℃とする。</p> <p>(d) 原子炉圧力 原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また, 事象発生後において, 水位低下量を厳しく見積もるために, 原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする*²。</p> <p>※² 実操作では低圧注水系の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり, 残留熱除去系の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため, 原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 起回事象として, 運転中の残留熱除去系の故障によって, 崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源がない場合においても, 非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系による原子炉注水が可能であり, 外部電源がある場合と事象進展は同等となるが, 資源の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量は954m³/h (0.27MPa[dif]において) とする。</p> <p>(b) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>d. 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) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水は, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し, 事象発生から2時間後に実施するものとする。</p>	<p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 起回事象として, 運転中の残留熱除去系の故障によって, 崩壊熱除去機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 安全機能喪失に対する仮定 起回事象の想定により, 運転中の残留熱除去系の機能が喪失するものとする。</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。 外部電源が使用できない場合においても, 非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系による原子炉注水が可能であり, 外部電源がある場合と事象進展は同等となるが, 資源の評価の観点で厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 残留熱除去系 (低圧注水モード) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量は954m³/hとする。</p> <p>(b) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 伝熱容量は, 熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において) とする。</p> <p>d. 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) 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水は, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し, 事象発生から2時間後に実施するものとする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を図5.1.3に, 原子炉水位の推移を図5.1.5に, 原子炉水位と線量率の関係を図5.1.6に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 残留熱除去系の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し, 約 1 時間後に沸騰, 蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。残留熱除去系の機能喪失に伴う原子炉水温の上昇により異常を認知し, 事象発生から約 2 時間後に待機中の残留熱除去系ポンプを起動し, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による注水を行う。</p> <p>原子炉水位回復から約 90 分後, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) へ切替, 除熱を開始することによって, 原子炉水温は低下する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は, 図 5.1.5 に示すとおり, 有効燃料棒頂部の約 3.3m 上まで低下するに留まり, 燃料は冠水維持される。</p> <p>原子炉圧力容器は未開放であり, 図 5.1.6 に示すとおり, 必要な遮蔽が維持できる水位 (必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位) *である有効燃料棒頂部の約 2.0m を下回ることがないため, 放射線の遮蔽は維持される。また, 全制御棒全挿入状態が維持されているため, 未臨界は確保されている。</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第5.1.5図に, 原子炉水位と線量率の関係を第5.1.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 残留熱除去系の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し, 約 1 時間後に沸騰, 蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。残留熱除去系の機能喪失に伴う原子炉水温の上昇により異常を認知し, 事象発生から約 2 時間後に待機中の残留熱除去系ポンプを起動し, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による注水を行う。</p> <p>原子炉水位回復から約 90 分後, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) へ切り替え, 除熱を開始することによって, 原子炉水温は低下する*3。</p> <p>※3 原子炉冷却材の温度が100℃の場合における残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 1 台での除熱能力は, 燃料の崩壊熱を上回るため, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) への切替を実施することで原子炉水温は低下する。</p> <p>実操作では低圧注水系の準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり, 残留熱除去系の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため, 原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は, 第 5.1.5 図に示すとおり, 有効燃料棒頂部の約 3.3m 上まで低下するに留まり, 燃料は冠水維持される。</p> <p>原子炉圧力容器は未開放であり, 第 5.1.6 図に示すとおり, 必要な遮蔽が維持される水位*4である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上を下回ることがないため, 放射線の遮蔽は維持される。なお, 線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。また, 全制御棒全挿入状態が維持されているため, 未臨界は確保されている。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>原子炉水位回復後, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による除熱を継続することで, 長期的に安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。</p> <p>※ 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ, 十分余裕のある値であり, かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値 (約6mSv/h) を考慮した値 (10mSv/h) とする。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約2.0m上 (通常水位から約2.4m下) の位置である。 (添付資料 5.1.4, 5.1.5, 5.1.6)</p> <p>5.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>本重要事故シーケンスは, 原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により, 崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水操作とする。</p>	<p>原子炉水位回復後, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による除熱を継続することで, 長期的に安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。</p> <p>※4 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ, 余裕を考慮し, また通常時の現場線量率での実績値 (蒸気乾燥器の取り付け又は取り外し作業の実績 平成23年10月 柏崎刈羽原子力発電所7号炉 約11mSv/h) を参考として設定する。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約2.0m上 (通常水位から約2.4m下) の位置である。</p> <p>なお, 前述する現場線量率での実績値は設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点の値であり, 設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点の値では約1mSv/hとなり, 必要な遮蔽の目安 (10mSv/h) 以下であった。このように, 通常作業に対する作業員の放射線影響は, 線源との離隔距離を確保する, 作業時間を短くする, 遮蔽を実施するなど, 過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。 (添付資料4.1.2, 5.1.4, 5.1.5, 5.1.6)</p> <p>5.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>本重要事故シーケンスは, 原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により, 崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水操作とする。</p>	<p>⑤ (現場線量率の実績値の見直し)</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(1) 評価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 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, 表 5.1.2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, 評価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燃料の崩壊熱, 事象発生前の原子炉初期水温, 原子炉初期水位, 原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器の状態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 初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 以下であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが, 注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく, 崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は, 評価条件の 52℃に対して最確条件は約 42℃～約 48℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため, 時間余裕が長くなることが考えられるが, 注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく, 崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>(1) 評価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 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 5.1.2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, 評価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 初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約 22.4MW に対して最確条件は約 22MW 以下であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが, 注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく, 崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水温は, 評価条件の 52℃に対して最確条件は約 40℃～約 53℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 事象事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると, 必要な遮蔽が維持される水位 (必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位) である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上の高さに到達するまでの時間は約 2 時間となることから, 評価条件である原子炉水温が 52℃, 原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが, 注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく, 崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (不確かさ評価における原子炉水位が必要な遮蔽の目安とした水位まで到達する時間を追記)</p> <p>④ (最確条件の見直し)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応ではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	⑤
<p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は原子炉初期圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、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は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	⑤
<p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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>	⑤
<p>b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなり、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水ま</p>	⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

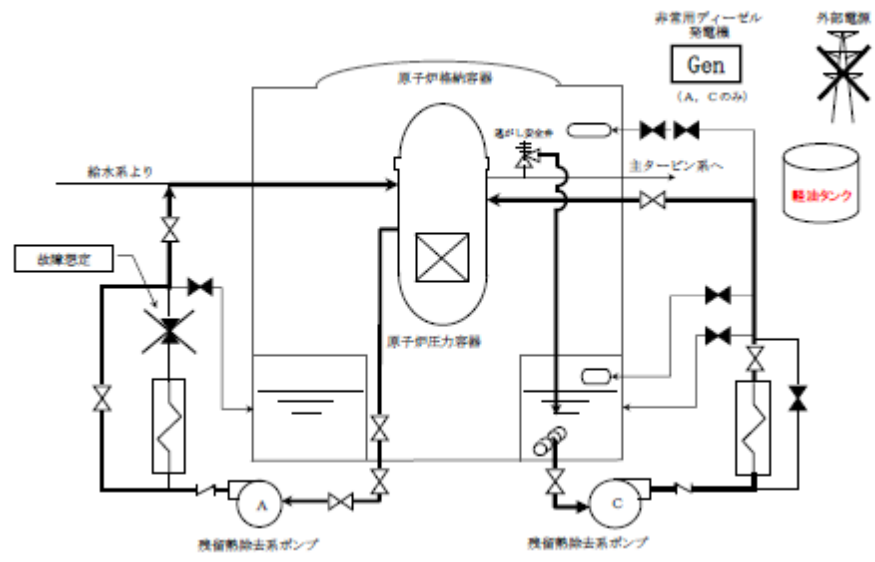
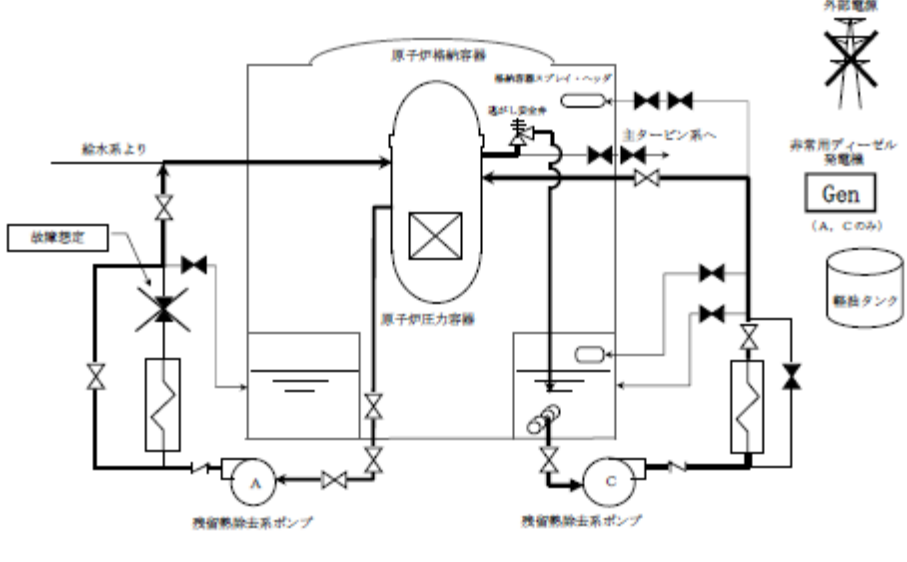
変更前	変更後	変更理由
<p>余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持できる水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持できる水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となり、評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約42℃～約48℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、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>初期条件の原子炉初期水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、最確条件では評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため、有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、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>での時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間、有効燃料棒頂部到達まで約3時間となることから、評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉水温は、評価条件の52℃に対して最確条件は約40℃～約53℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位）である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となることから、評価条件である原子炉水温が52℃かつ原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、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>③（不確かさ評価における原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達する時間を追記）</p> <p>⑤</p> <p>③（不確かさ評価における原子炉水位が必要な遮蔽の目安とした水位まで到達する時間を追記）</p> <p>④（最確条件の見直し）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展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>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>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の注水操作開始を設定しているが、実</p>	<p>初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる^{※5}。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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>※5 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。</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>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知により原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の注水操作</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>際の注水操作開始時間は早くなる場合が考えられ, 原子炉水位の回復が早くなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) の注水操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 (添付資料5.1.7)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握 操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, その結果を以下に示す。 操作条件の待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) の注水操作について, 通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約3時間, 有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間が約5時間であり, これに対して, 事故を検知して注水を開始するまでの時間は2時間であることから, 準備時間が確保できるため, 時間余裕がある。 (添付資料5.1.7)</p> <p>(3) まとめ 評価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, 評価条件等の不確かさ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。 この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>開始を設定しているが, 実態の注水操作開始時間は早くなる可能性があるので, 運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響 操作条件の待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) の注水操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 実態の操作開始時間が早まり, 原子炉水位の低下を緩和す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。 (添付資料5.1.1, 5.1.6, 5.1.7)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握 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。 操作条件の待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) の注水操作について, 通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約3時間, 原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が約5時間であり, 事故を認知して注水を開始するまでの時間は2時間であるため, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。 (添付資料5.1.1, 5.1.6, 5.1.7)</p> <p>(3) まとめ 評価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, 評価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。 この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>5.1.4 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>事故シーケンスグループ「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）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要な要員は、「5.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり14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64名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」において、水源、燃料及び電源の資源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価をしている。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約751kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・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79kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計 約1,581kL）</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による電源供給及びモニタリング・ポ</p>	<p>5.1.4 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>事故シーケンスグループ「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）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は、「5.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり14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、緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「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）」において、水源、燃料及び電源の資源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,515kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL（6号及び7号炉合計約2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>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。 (添付資料 5.1.8)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し, 非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>また, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>5.1.5 結論 事故シーケンスグループ「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)」では, 原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により, 崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「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)」に対する燃料損傷防止対策としては, 残留熱除去系による原子炉注水手段及び除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「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)」の重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」について有効性評価を行った。</p>	<p>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。 (添付資料 5.1.8)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し, 非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>5.1.5 結論 事故シーケンスグループ「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)」では, 原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により, 崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「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)」に対する燃料損傷防止対策としては, 残留熱除去系による原子炉注水手段及び除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「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)」の重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」について有効性評価を行った。</p>	<p>⑤</p> <p>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>上記の場合においても、残留熱除去系による原子炉注水及び除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「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）」において、残留熱除去系による原子炉注水及び除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「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）」に対して有効である。</p>  <p>図 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (原子炉停止時冷却失敗, 原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	<p>上記の場合においても、残留熱除去系による原子炉注水及び原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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>評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、残留熱除去系による原子炉注水、原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「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）」に対して有効である。</p>  <p>第 5.1.1 図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (原子炉停止時冷却失敗, 原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 5.1.2 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (原子炉停止時冷却)</p>	<p>第 5.1.2 図 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系 (2/2) (原子炉停止時冷却)</p>	
		<p>⑤</p>
<p>図 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失時の対応手順の概要</p>	<p>第 5.1.3 図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>停止中の崩壊熱除去機能喪失</p>	<p>崩壊熱除去機能喪失</p>	<p>⑤</p>
<p>図 5.1.4 崩壊熱除去機能喪失時の作業と所要時間</p>	<p>第 5.1.4 図 「崩壊熱除去機能喪失」の作業と所要時間</p>	<p>⑤</p>
		<p>⑤</p>
<p>図 5.1.5 原子炉水位の推移</p>	<p>第 5.1.5 図 原子炉水位の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																																								
<p>図 5.1.6 原子炉水位と線量率</p>	<p>第 5.1.6 図 原子炉水位と線量率</p>	<p>⑤</p>																																																								
<p>表 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失時における重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">現象及び条件</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故防止効果</th> </tr> <tr> <th>実効性</th> <th>可能性</th> <th>対策効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失</td> <td>原子炉の運転中において崩壊熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉冷却水が上昇し100℃に到達する。</td> <td>【原子炉ディーゼル発電機】 【駆動タンク】</td> <td>-</td> <td>【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁による原子炉の過圧状態維持</td> <td>崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却水が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を過剰に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により過剰安全弁1個を閉鎖する。</td> <td>過剰安全弁</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水</td> <td>崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却水が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により再沸していた崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水を供給し、原子炉水位を回復する。</td> <td>【崩壊熱除去系(冷却水モード)】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能喪失</td> <td>崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉水位の回復、中央制御室にて崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。崩壊熱除去機能回復後、過剰安全弁を全閉とし、原子炉過圧状態の維持を停止する。</td> <td>【崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等防止効果 (設計基準記載)</p>	現象及び条件	操作	有効性評価上期待する事故防止効果			実効性	可能性	対策効果	崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転中において崩壊熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉冷却水が上昇し100℃に到達する。	【原子炉ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	-	【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】	過剰安全弁による原子炉の過圧状態維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却水が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を過剰に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により過剰安全弁1個を閉鎖する。	過剰安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】	崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水	崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却水が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により再沸していた崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水を供給し、原子炉水位を回復する。	【崩壊熱除去系(冷却水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】	崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉水位の回復、中央制御室にて崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。崩壊熱除去機能回復後、過剰安全弁を全閉とし、原子炉過圧状態の維持を停止する。	【崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】	<p>第 5.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">初期過渡現象</th> <th rowspan="2">事象</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故防止効果</th> </tr> <tr> <th>実効性</th> <th>可能性</th> <th>対策効果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失</td> <td>原子炉の運転中において崩壊熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉冷却水が上昇し100℃に到達する。</td> <td>【原子炉ディーゼル発電機】 【駆動タンク】</td> <td>-</td> <td>【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> <tr> <td>過剰安全弁による原子炉の過圧状態維持</td> <td>崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却水が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を過剰に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により過剰安全弁1個を閉鎖する。</td> <td>過剰安全弁</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水</td> <td>崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却水が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により再沸していた崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水を供給し、原子炉水位を回復する。</td> <td>【崩壊熱除去系(冷却水モード)】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能喪失</td> <td>崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉水位の回復、中央制御室にて崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。崩壊熱除去機能回復後、過剰安全弁を全閉とし、原子炉過圧状態の維持を停止する。</td> <td>【崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】</td> <td>-</td> <td>原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】: 重大事故等防止効果 (設計基準記載)</p>	初期過渡現象	事象	有効性評価上期待する事故防止効果			実効性	可能性	対策効果	崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転中において崩壊熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉冷却水が上昇し100℃に到達する。	【原子炉ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	-	【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】	過剰安全弁による原子炉の過圧状態維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却水が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を過剰に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により過剰安全弁1個を閉鎖する。	過剰安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】	崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水	崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却水が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により再沸していた崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水を供給し、原子炉水位を回復する。	【崩壊熱除去系(冷却水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】	崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉水位の回復、中央制御室にて崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。崩壊熱除去機能回復後、過剰安全弁を全閉とし、原子炉過圧状態の維持を停止する。	【崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】	<p>⑤</p>
現象及び条件			操作	有効性評価上期待する事故防止効果																																																						
	実効性	可能性		対策効果																																																						
崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転中において崩壊熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉冷却水が上昇し100℃に到達する。	【原子炉ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	-	【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】																																																						
過剰安全弁による原子炉の過圧状態維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却水が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を過剰に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により過剰安全弁1個を閉鎖する。	過剰安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】																																																						
崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水	崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却水が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により再沸していた崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水を供給し、原子炉水位を回復する。	【崩壊熱除去系(冷却水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】																																																						
崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉水位の回復、中央制御室にて崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。崩壊熱除去機能回復後、過剰安全弁を全閉とし、原子炉過圧状態の維持を停止する。	【崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】																																																						
初期過渡現象	事象	有効性評価上期待する事故防止効果																																																								
		実効性	可能性	対策効果																																																						
崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転中において崩壊熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉冷却水が上昇し100℃に到達する。	【原子炉ディーゼル発電機】 【駆動タンク】	-	【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】																																																						
過剰安全弁による原子炉の過圧状態維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却水が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を過剰に維持するため、中央制御室からの遠隔操作により過剰安全弁1個を閉鎖する。	過剰安全弁	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】																																																						
崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水	崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却水が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により再沸していた崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉冷却水を供給し、原子炉水位を回復する。	【崩壊熱除去系(冷却水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】																																																						
崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去系(冷却水モード)運転による原子炉水位の回復、中央制御室にて崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。崩壊熱除去機能回復後、過剰安全弁を全閉とし、原子炉過圧状態の維持を停止する。	【崩壊熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】	-	原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 【崩壊熱除去系蒸気発生機】 【崩壊熱除去系熱交換器入口温度】																																																						

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由																																															
表 5.1.2 主要評価条件 (崩壊熱除去機能喪失) (1/2)			第 5.1.2 表 主要評価条件 (崩壊熱除去機能喪失) (1/2)			⑤																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器の状態</td> <td>原子炉圧力容器未開放</td> <td>燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>約 22.4MW (9×9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後^{※1})</td> <td>平衡炉心燃料の平均燃焼度 330GW/t^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期水温</td> <td>52℃</td> <td>停止後 1 日の実績より, 原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため, その設計温度である 52℃を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期圧力</td> <td>大気圧</td> <td>停止後 1 日の実績による値</td> </tr> <tr> <td>起回事象</td> <td>残留熱除去系機能喪失</td> <td>運転中の残留熱除去系の故障を想定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 原子炉停止 1 日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスタラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p> <p>※2 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</p>			項目	主要評価条件	条件設定の考え方		原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 330GW/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値	原子炉初期水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値	原子炉初期水温	52℃	停止後 1 日の実績より, 原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため, その設計温度である 52℃を設定	原子炉初期圧力	大気圧	停止後 1 日の実績による値	起回事象	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系の故障を想定	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器の状態</td> <td>原子炉圧力容器の未開放</td> <td>燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱</td> <td>約 22.4MW (9×9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後^{※1})</td> <td>平衡炉心燃料の平均燃焼度 330GW/t^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)</td> <td>原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値</td> </tr> <tr> <td>原子炉水温</td> <td>52℃</td> <td>原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため, その設計温度である 52℃を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>大気圧</td> <td>原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>起回事象, 安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>残留熱除去系機能喪失</td> <td>運転中の残留熱除去系の故障を想定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 原子炉停止 1 日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスタラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。</p> <p>※2 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</p>			項目	主要評価条件	条件設定の考え方	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	燃料の崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 330GW/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値	原子炉水温	52℃	原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため, その設計温度である 52℃を設定	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定	起回事象, 安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系の故障を想定	外部電源	外部電源なし
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																			
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定																																																			
崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 330GW/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値																																																			
原子炉初期水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値																																																			
原子炉初期水温	52℃	停止後 1 日の実績より, 原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため, その設計温度である 52℃を設定																																																			
原子炉初期圧力	大気圧	停止後 1 日の実績による値																																																			
起回事象	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系の故障を想定																																																			
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定																																																			
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																			
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定																																																			
燃料の崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A 型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 330GW/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値																																																			
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値																																																			
原子炉水温	52℃	原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため, その設計温度である 52℃を設定																																																			
原子炉圧力	大気圧	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定																																																			
起回事象, 安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系の故障を想定																																																			
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定																																																			
表 5.1.2 主要評価条件 (崩壊熱除去機能喪失) (2/2)			第 5.1.2 表 主要評価条件 (崩壊熱除去機能喪失) (2/2)			⑤																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に 関連する 機器条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量</td> <td>954m³/h にて注水</td> <td>低圧注水系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td></td> <td>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</td> <td>熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)</td> <td>残留熱除去系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対策に 関連する 操作条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</td> <td>事象発生から 2 時間後</td> <td>事象の認知や現場操作の時間を基に, さらに時間余裕を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要評価条件	条件設定の考え方		重大事故等対策に 関連する 機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量	954m ³ /h にて注水	低圧注水系の設計値として設定		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定	重大事故等対策に 関連する 操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	事象の認知や現場操作の時間を基に, さらに時間余裕を考慮して設定	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に 関連する 機器条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード)</td> <td>954m³/h にて注水</td> <td>低圧注水系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td></td> <td>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)</td> <td>熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)</td> <td>残留熱除去系の設計値として設定 (原子炉水位回復は崩壊熱格納の注水を実施することで水位を維持するが, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため, 注水が不要となる)</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対策に 関連する 操作条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</td> <td>事象発生から 2 時間後</td> <td>残留熱除去系の機能喪失に伴う異常の認知及び現場操作の時間を基に, さらに余裕を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要評価条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に 関連する 機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード)	954m ³ /h にて注水	低圧注水系の設計値として設定		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定 (原子炉水位回復は崩壊熱格納の注水を実施することで水位を維持するが, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため, 注水が不要となる)	重大事故等対策に 関連する 操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	残留熱除去系の機能喪失に伴う異常の認知及び現場操作の時間を基に, さらに余裕を考慮して設定																	
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																			
重大事故等対策に 関連する 機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量	954m ³ /h にて注水	低圧注水系の設計値として設定																																																		
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定																																																		
重大事故等対策に 関連する 操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	事象の認知や現場操作の時間を基に, さらに時間余裕を考慮して設定																																																		
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																			
重大事故等対策に 関連する 機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード)	954m ³ /h にて注水	低圧注水系の設計値として設定																																																		
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定 (原子炉水位回復は崩壊熱格納の注水を実施することで水位を維持するが, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため, 注水が不要となる)																																																		
重大事故等対策に 関連する 操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	残留熱除去系の機能喪失に伴う異常の認知及び現場操作の時間を基に, さらに余裕を考慮して設定																																																		

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において, 燃料損傷防止対策の有効性に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」及び②「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では, 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することより, 原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため, 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 全交流動力電源に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 運転員が異常を認知して, 常設代替交流電源設備による電源供給, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を行うことによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉除熱を実施する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して, 燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 初期の対策として常設代替交流電源設備による給電手段, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水手段を整備する。また, 安定状</p>	<p>5.2 全交流動力電源喪失</p> <p>5.2.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」及び②「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では, 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより, 原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため, 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により燃料が露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 全交流動力電源が喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 全交流動力電源に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 運転員が異常を認知して, 常設代替交流電源設備による電源供給, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を行うことによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより, 原子炉を除熱する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して, 燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 初期の対策として常設代替交流電源設備による給電手段, 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水手段を整備する。また, 安定状</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 5.2.1 及び図 5.2.2 に、手順の概要を図 5.2.3 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操作手順の関係を表 5.2.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要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 18 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 (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 6 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 4 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための 26 名である。必要な要員と作業項目について図 5.2.4 に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目と重要事故シーケンスとを比較し、必要な要員数を確認した結果、18 名で対処可能である。</p> <p>※ 原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は、必ずしも当直副長2名ではなく、当直副長1名、運転員1名の場合もある。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止確認 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止による崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量である。</p>	<p>態に向けた対策として代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.2.1 図 及び第 5.2.2 図に、手順の概要を第 5.2.3 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操作手順の関係を第 5.2.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要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 16 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 (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 6 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 2 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための参集要員 26 名である。必要な要員と作業項目について第 5.2.4 図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、16名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 停止確認 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止による崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量である。</p>	<p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</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, 早期の電源回復不能と判断する。これにより, 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系, 低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止により原子炉水温が 100℃に到達することから, 原子炉圧力を低圧状態に維持するため, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 1 個を開操作する。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止による原子炉水温の上昇を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力容器温度計である。</p> <p>逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (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を確認後, 中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を手動起動し, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。これにより, 原子炉水位が回復する。</p> <p>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, 原子炉水位及び復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 等である</p> <p>e. 残留熱除去系の原子炉停止時冷却モード運転</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モー</p>	<p>b. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</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, 早期の電源回復不能と判断する。これにより, 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系, 低圧代替注水系 (常設) の準備を開始する。</p> <p>c. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止により原子炉水温が 100℃に到達し, 原子炉圧力が上昇することから, 原子炉圧力を低圧状態に維持するため, 中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 1 個を開操作する。</p> <p>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転停止による原子炉水温の上昇を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力容器温度計である。</p> <p>逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は, 原子炉圧力等である。</p> <p>d. 低圧代替注水系 (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を確認後, 中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を手動起動し, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。これにより, 原子炉水位が回復する。</p> <p>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, 原子炉水位及び復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 等である。</p> <p>e. 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による崩壊熱除去機能回復</p> <p>代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後, 中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モー</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (計器名称の変更)</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>ド) 運転を再開する。 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の再開を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。 崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。</p> <p>5.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。 なお、5.1「崩壊熱除去機能喪失」で考慮している事故シーケンス（「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」及び「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」）は、事象進展が同様なので併せて本重要事故シーケンスにおいて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。 本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱、原子炉冷却材及び注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定であり、当該プラントの状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。 また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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余裕時間を評価する。 (添付資料 5.1.1, 5.1.2)</p>	<p>ド) 運転を再開する。 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の再開を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。 崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。</p> <p>5.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」である。 なお、5.1「崩壊熱除去機能喪失」で考慮している事故シーケンス（「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」及び「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」）は、事象進展が同様なので併せて本重要事故シーケンスにおいて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。 本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱、原子炉冷却材及び注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。 また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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。 (添付資料 5.1.1, 5.1.2)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 初期条件</p> <p>(a) 原子炉圧力容器の状態 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。</p> <p>(b) 崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約22MWである。 なお、崩壊熱に相当する冷却材の蒸発量は約37m³/hである。 (添付資料5.1.3)</p> <p>(c) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>(d) 原子炉圧力 原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、逃がし安全弁の開操作によって原子炉圧力は大気圧が維持されているものとする*。</p> <p>※ 実操作では低圧注水系の注水準備が完了した後で減圧を実施することとなり、低圧代替注水（常設）系の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。</p>	<p>(2) 有効性評価の条件 本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第5.2.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 原子炉圧力容器の状態 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。</p> <p>(b) 崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約22MWである。 なお、崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約37m³/hである。 (添付資料5.1.3)</p> <p>(c) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>(d) 原子炉圧力 原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする*1。</p> <p>※1 実操作では低圧注水系の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、低圧代替注水系（常設）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため、原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起出事象 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</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、全交流動力電源を喪失するものとする。</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。起出事象として、外部電源が喪失するものとしている。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 低圧代替注水（常設）による原子炉注水流量 低圧代替注水（常設）による原子炉注水流量は 150m³/h とする。</p> <p>(b) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW（原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 30℃において）とする。</p> <p>d. 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) 事象発生145分までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生145分後から開始する。</p> <p>(c) 残留熱除去系（停止時冷却モード運転）は軸受等の冷却が必要となるため、代替原子炉補機冷却系の準備が完了する事象発生20時間後から開始する。</p>	<p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起出事象 起出事象として、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。</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、全交流動力電源を喪失するものとする。</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。起出事象として、外部電源を喪失するものとしている。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 低圧代替注水系（常設） 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量は 150m³/h とする。</p> <p>(b) 代替原子炉補機冷却系 伝熱容量は約 23MW（原子炉冷却材温度 100℃、海水温度 30℃において）とする。</p> <p>(c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 8MW（原子炉冷却材温度 52℃、海水温度 30℃において）とする。</p> <p>d. 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) 事象発生145分までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生145分後から開始する。</p> <p>(c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は軸受等の冷却が必要となるため、代替原子炉補機冷却系の準備が完了する事象発生20時間後から開始する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を図5.2.3に, 原子炉水位の推移を図5.2.5に, 原子炉水位と線量率の関係を図5.2.6に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより, 原子炉水温が上昇し, 約 1 時間後に沸騰, 蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, 事象発生から 145 分経過した時点で, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を行うことによって, 原子炉水位は有効燃料棒頂部の約 2.9m 上まで低下するにとどまる。水位回復後は, 蒸発量に応じた注水を実施することによって, 原子炉水位を適切に維持することができる。</p> <p>事象発生から 20 時間経過した時点で, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱を開始することによって, 原子炉水温は低下する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は, 図 5.2.5 に示すとおり, 有効燃料棒頂部の約 2.9m 上まで低下するに留まり, 燃料は冠水を維持する。</p> <p>原子炉圧力容器は未開放であり, 図 5.2.6 に示すとおり, 必要な遮蔽を確保できる水位 (必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が確保される水位) *である有効燃料棒頂部の約 2.0m を下回ることがないため, 放射線の遮蔽は維持される (必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h を下回る)。また, 全制御棒全挿入状態が維持されているため, 未臨界は確保されている。</p> <p>なお, 事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については現場環境が悪化する前に退避が可能であるため, 影響はない。</p> <p>事象発生 145 分後から, 常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧代替注水系 (常設) の安定した原子炉注水を継続することから, 長期的に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の安定状態を継続できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第5.2.5図に, 原子炉水位と線量率の関係を第5.2.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し, 約 1 時間後に沸騰, 蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し, 事象発生から 145 分経過した時点で, 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を行うことによって, 原子炉水位は有効燃料棒頂部の約 2.9m 上まで低下するにとどまる。原子炉水位回復後は, 蒸発量に応じた注水を実施することによって, 原子炉水位を適切に維持することができる。</p> <p>事象発生から 20 時間経過した時点で, 代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱を開始することによって, 原子炉水温は低下する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は, 第 5.2.5 図に示すとおり, 有効燃料棒頂部の約 2.9m 上まで低下するに留まり, 燃料は冠水を維持する。</p> <p>原子炉圧力容器は未開放であり, 第 5.2.6 図に示すとおり, 必要な遮蔽を確保できる水位**である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上を下回ることがないため, 放射線の遮蔽は維持される。なお, 線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。また, 全制御棒全挿入状態が維持されているため, 未臨界は確保されている。</p> <p>なお, 事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については現場環境が悪化する前に退避が可能であるため, 影響はない。</p> <p>事象発生 145 分後から, 常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧代替注水系 (常設) の安定した原子炉注水を継続することから, 長期的に原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の安定状態を継続できる。</p> <p>本評価では, 「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>に示す(1)から(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。</p> <p>※ 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ, 十分余裕のある値であり, かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値(約6mSv/h)を考慮した値(10mSv/h)とする。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約2.0m上(通常水位から約2.4m下)の位置である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.5, 5.1.6, 5.2.1)</p> <p>5.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>本重要事故シーケンスは, 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し, 残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 常設代替交流電源設備による受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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, 表5.2.2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, 評価条件の設定に当たっては, 原則, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱, 事象発生前の原子炉初期水温, 原子</p>	<p>に示す(1)から(3)の評価項目について, 対策の有効性を確認した。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ, 余裕を考慮し, また通常時の現場線量率での実績値(蒸気乾燥器の取り付け又は取り外し作業の実績 平成23年10月 柏崎刈羽原子力発電所7号炉 約11mSv/h)を参考として設定する。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約2.0m上(通常水位から約2.4m下)の位置である。</p> <p>なお, 前述する現場線量率での実績値は設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点の値であり, 設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点の値では約1mSv/hとなり, 必要な遮蔽の目安(10mSv/h)以下であった。このように, 通常作業に対する作業員の放射線影響は, 線源との離隔距離を確保する, 作業時間を短くする, 遮蔽を実施するなど, 過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.2, 5.1.5, 5.1.6, 5.2.1)</p> <p>5.2.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>本重要事故シーケンスは, 原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し, 残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。また, 不確かさの影響を確認する運転員等操作は, 常設代替交流電源設備による受電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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</p>	<p>④ (線量率の実績値の調査範囲の拡充及びそれに伴う実績値見直し)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>炉初期水位, 原子炉初期圧力及び原子炉圧力容器の状態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>初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになるが, 注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく, 全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は, 評価条件の52℃に対して最確条件は約42℃～約48℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため, 時間余裕が長くなることが考えられるが, 注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく, 全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水位は, 評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため, 有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなるが, 注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく, 全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は, 評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため, 原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが, 注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく, 全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水温は, 評価条件の52℃に対して最確条件は約40℃～約53℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 事故事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると, 必要な遮蔽が維持される水位(必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位)である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となることから, 評価条件である原子炉水温が52℃, 原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが, 注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく, 全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位は, 評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため, 原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなるが, 注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく, 全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする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>⑤</p> <p>③ (不確かさ評価における原子炉水位が必要な遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間を追記)</p> <p>④ (最確条件の修正)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>い。</p> <p>初期条件の原子炉初期圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件と同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下速度は緩やかになるが、注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展に与える影響は小さく、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>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温上昇及び原子炉水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽を確保できる水位（必要な遮蔽の目安と</p>	<p>はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする操作ものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約22.4MWに対して最確条件は約22MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽を確</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③（不確かさ評価における原子炉水位が必要な遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間を追記）</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>した10mSv/hが確保される水位)である有効燃料棒頂部の約2.0mに到達するまでの時間は約2時間となり, 評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし, 本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されていることから放射線の遮蔽は維持され, 原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはなく, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉初期水温は, 評価条件の52℃に対して最確条件は約42℃～約48℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから, 原子炉水位の回復は早くなり, 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>初期条件の原子炉初期水位は, 評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している原子炉初期水位より高くなるため, 有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は長くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉初期圧力は, 評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件と同様であることから, 事象進展に与える影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に, 原子炉圧力が大気圧より高い場合は, 沸騰開始時間が遅くなり, 水位低下速度は緩やかになることから, 評価項目となるパラ</p>	<p>保できる水位 (必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが確保される水位)である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間, 有効燃料棒頂部到達まで約3時間となることから, 評価条件である原子炉停止1日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし, 本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されているため放射線の遮蔽は維持され, 原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回ることはないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉水温は, 評価条件の52℃に対して最確条件は約40℃～約53℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 事象事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると, 必要な遮蔽が維持される水位 (必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位)である有効燃料棒頂部の約2.0m上の高さに到達するまでの時間は約2時間となることから, 評価条件である原子炉水温が52℃かつ原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。</p> <p>ただし, 必要な放射線の遮蔽は維持され, 原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の原子炉水位は, 評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため, 原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力は, 評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件と同様であるため, 事象進展に与える影響はないことから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に, 原子炉圧力が大気圧より高い場合は, 沸騰開始時間は遅くなり, 原子炉水位の低下は緩和されることから, 評価項目となるパ</p>	<p>③ (不確かさ評価における原子炉水位が必要な遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間を追記)</p> <p>④ (最確条件の修正)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>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容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器未開放に対して最確条件は事故事象毎であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、原子炉圧力容器未開放状態の場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器開放状態の場合は、原子炉減圧操作が不要となるが、事象進展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>※ 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価</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>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水(常設)による原子炉注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から145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は、認知に10分間、移動に20分間、操作所要時間に115分</p>	<p>ラメータに対する余裕は大きくなる^{※3}。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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>※3 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。</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、評価上の操作開始時間として、事象発生から145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</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>間の合計145分間*であり, 評価上の受電完了時間とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さい。低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作は, 常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため, その影響を受けるが, 実態の操作開始時間は, 評価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。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 評価上の操作開始時間として, 事象発生から20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ことから, 操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性がある。</p> <p>※ 6, 7号炉同時被災時において6, 7号炉共通設備である第一ガスタービン発電機起動を実施する号炉での対応時間を想定</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, 実態の操作開始時間は評価上の設定とほぼ同等であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが, 原子炉への注水をすでに実施しているため, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>(常設)は非常用高圧母線D系の電源回復後に運転可能であり, 原子炉注水操作開始の時間が早まり, 原子炉水位の回復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。</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作は, 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系の電源回復後に運転可能であり, 原子炉注水操作開始の時間が早まり, 原子炉水位の回復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。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系の運転操作は, 評価上の操作開始時間として, 事象発生から20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ことから, 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。</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, 実態の操作開始時間が早まり, 原子炉水位の低下を緩和す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>操作条件の代替原子炉補機冷却系の運転操作は, 運転員等操作時間に与える影響として, 操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが, 原子炉への注水をすでに実施していることから, 評</p>	<p>② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(添付資料5.2.2)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し, 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及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は, 当該操作に対する時間余裕について, 通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約3時間, 有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間であり, 事故を検知して注水を開始するまでの145分は十分な時間余裕を確保できる時間である。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 事象発生後約20時間後の操作であり時間余裕がある。仮に操作が遅れる場合は, 原子炉への注水は継続する。</p> <p>(添付資料5.2.2)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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, 評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な余裕時間を確保でき, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間に対して一定の時間余裕がある。</p>	<p>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5.1.1, 5.1.6, 5.2.2)</p> <p>(2) 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及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は, 通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約3時間, 原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約5時間であり, 事故を認知して注水を開始するまでの時間が145分であるため, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は, 事象発生約20時間後の操作であるため, 準備時間が確保できることから, 時間余裕がある。仮に, 操作が遅れる場合は, 低圧代替注水系(常設)による原子炉への注水は継続する。</p> <p>(添付資料5.1.1, 5.1.6, 5.2.2)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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, 評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他, 評価項目となるパラメータに対して, 対策の有効性が確認できる範囲内において, 操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>5.2.4 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>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生10時間までの必要な要員は、「5.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18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64名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水について、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約610m³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1,220m³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の水量を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、注水によって復水貯蔵槽を枯渇することなく、必要な水量が確保可能であり、7日間の継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.2.3)</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860kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却設備専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可搬型大容量送水ポンプについては、保</p>	<p>5.2.4 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>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までの必要な要員は、「5.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり16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、緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（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、号炉あたり約700m³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1,400m³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の水量を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、注水によって復水貯蔵槽を枯渇させることなく、必要な水量が確保可能であり、7日間の継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.2.3)</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。代替原子炉補機冷却系専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</p>	<p>③（要員の運用変更） ⑤</p> <p>②（送水ラインの変更） ⑤（必要な水量の桁処理見直し）</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映） ④（燃費修正） ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約30kLの軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・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79kLの軽油が必要となる。(6号及び7号炉 合計 約1,073kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク(約1,020kL)及びガスタービン発電機用燃料タンク(約200kL)にて合計約2,240kL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、代替原子炉補機冷却系の運転、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機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 style="text-align: right;">(添付資料 5.2.4)</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、重大事故対策等に必要となる負荷として、6号炉及び7号炉で約2,232kW(6号炉:約1,104kW, 7号炉:約1,128kW)必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要な直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料5.2.5)</p>	<p>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。5号炉原子炉建屋内緊急時対策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613kL)</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク(約1,020kL)及びガスタービン発電機用燃料タンク(約100kL)にて合計約2,140kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、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 style="text-align: right;">(添付資料 5.2.4)</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、重大事故対策等に必要となる負荷として、6号炉で約1,594kW, 7号炉で約1,560kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要な直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料5.2.5)</p>	<p>②(第二GTGの位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>②(常設代替交流電源設備の負荷修正)</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>5.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、常設代替交流電源設備による交流電源供給手段、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、常設代替交流電源設備による交流電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉圧力容器の除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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>評価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>5.2.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、常設代替交流電源設備による交流電源供給手段、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、常設代替交流電源設備による交流電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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>評価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>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>重大事故等対策時に必要な要員は、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。</p> <p>図 5. 2. 1 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	<p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。</p> <p>第 5. 2. 1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (原子炉減圧及び原子炉注水)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表
資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

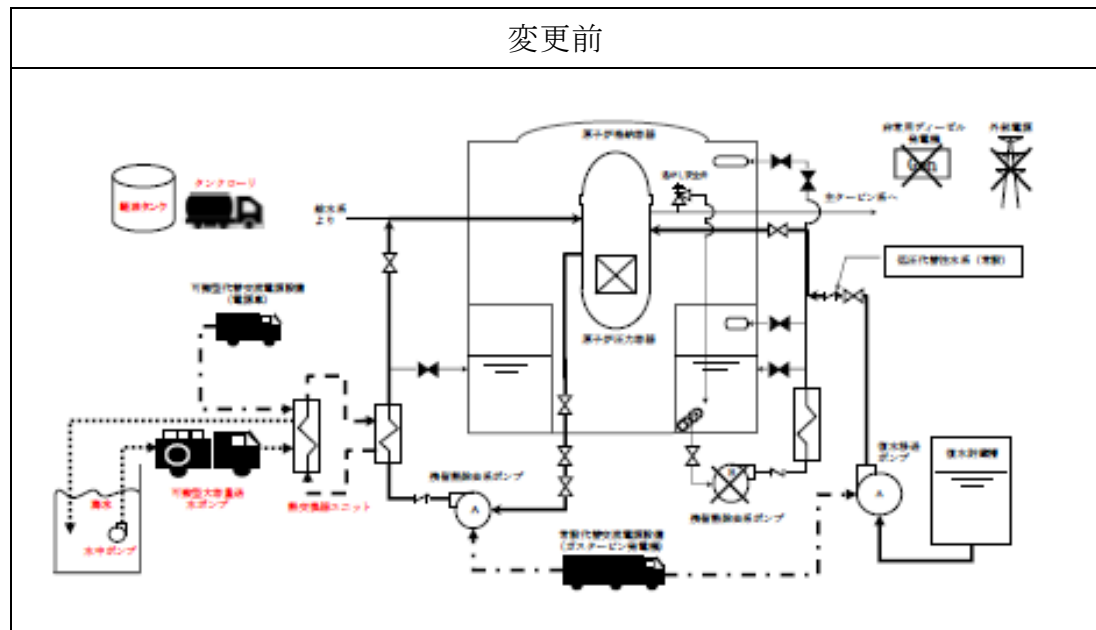
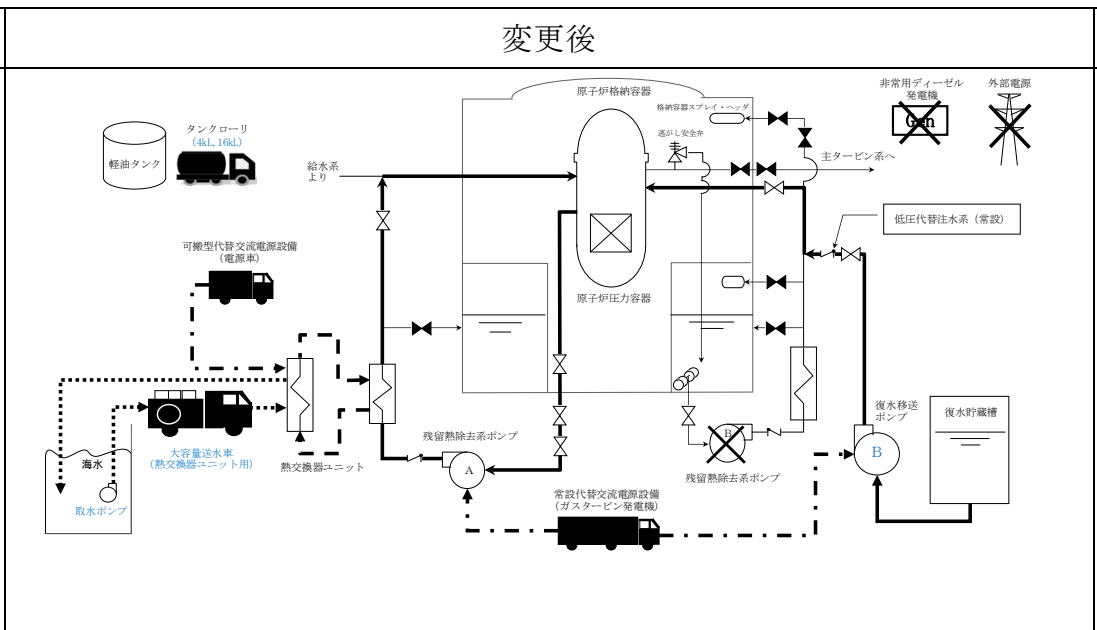


図 5.2.2 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(原子炉停止時冷却及び原子炉注水)



第 5.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(原子炉停止時冷却及び原子炉注水)

変更理由

⑤

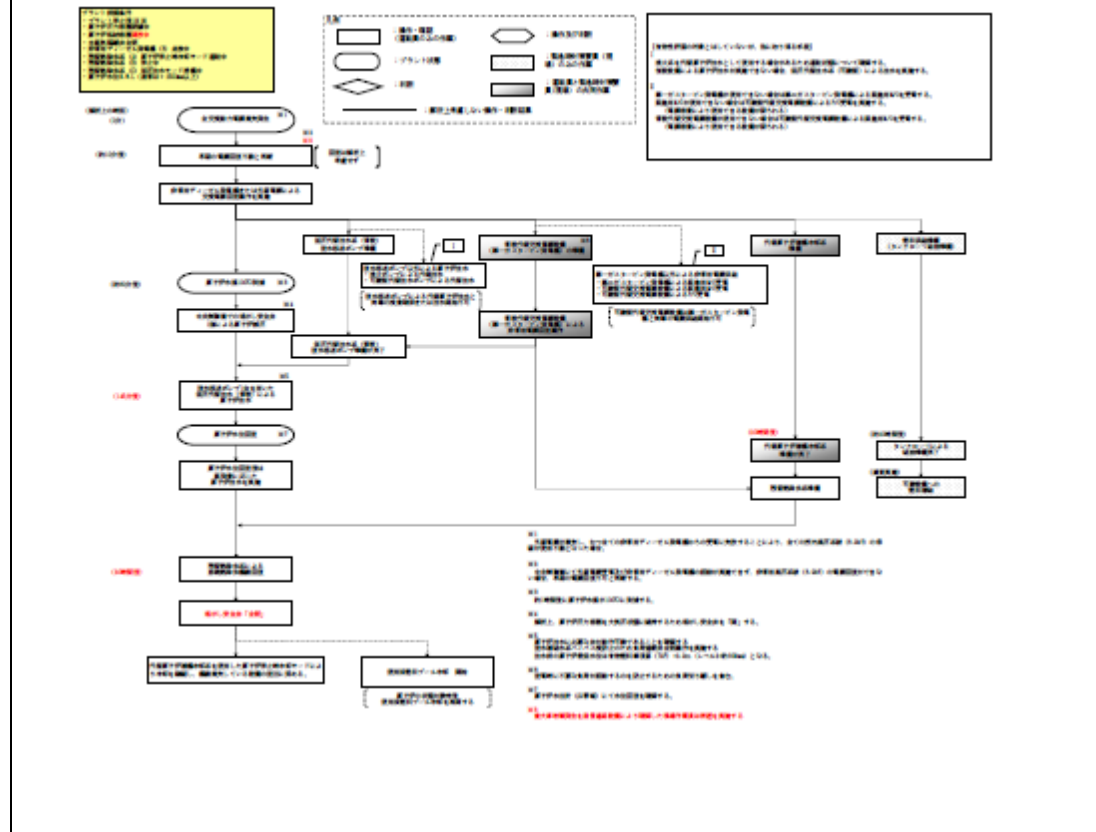
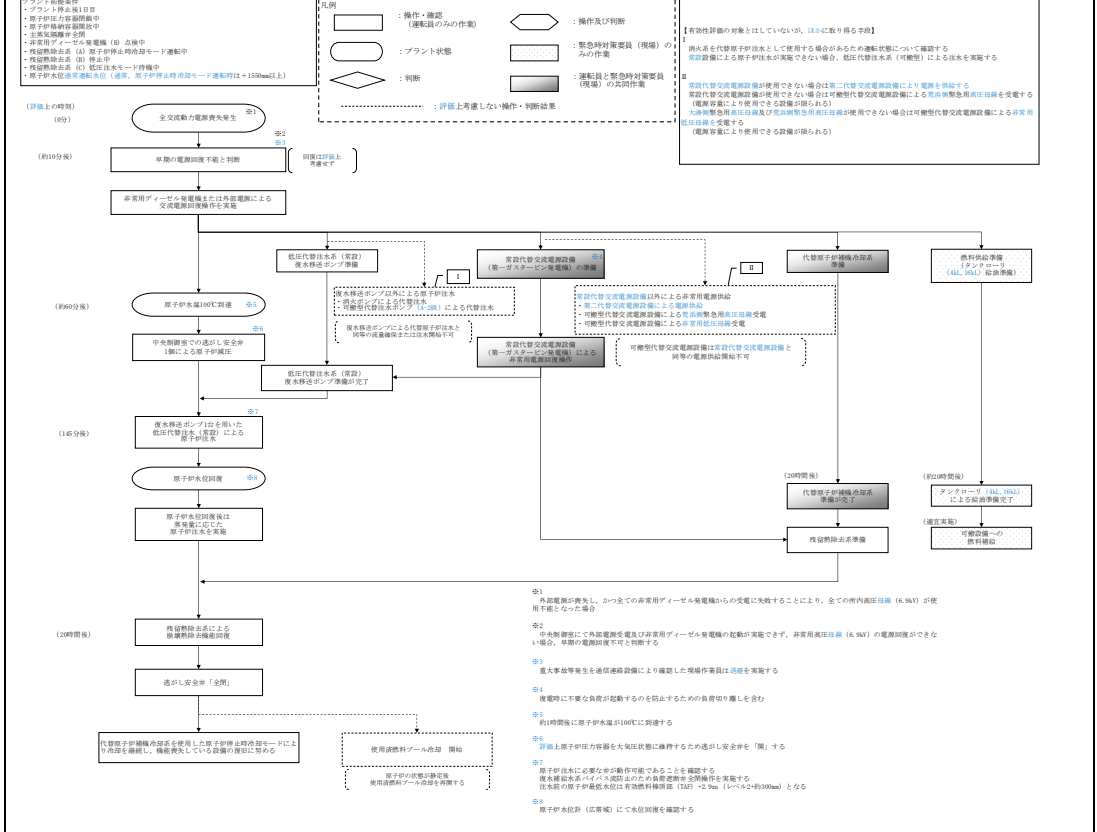


図 5.2.3 全交流動力電源喪失時の対応手順の概要



第 5.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正
- ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
- ③評価進捗による変更・修正
- ④前提条件変更による修正
- ⑤記載の拡充, 適正化
- ⑥誤記訂正

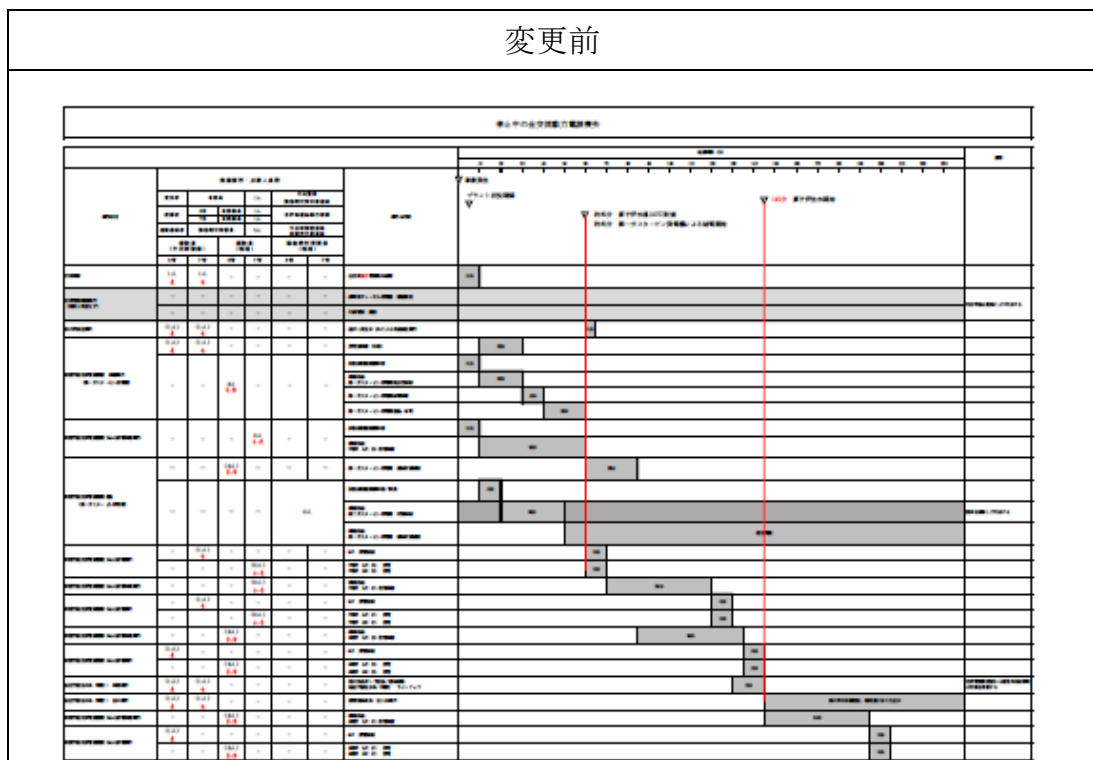
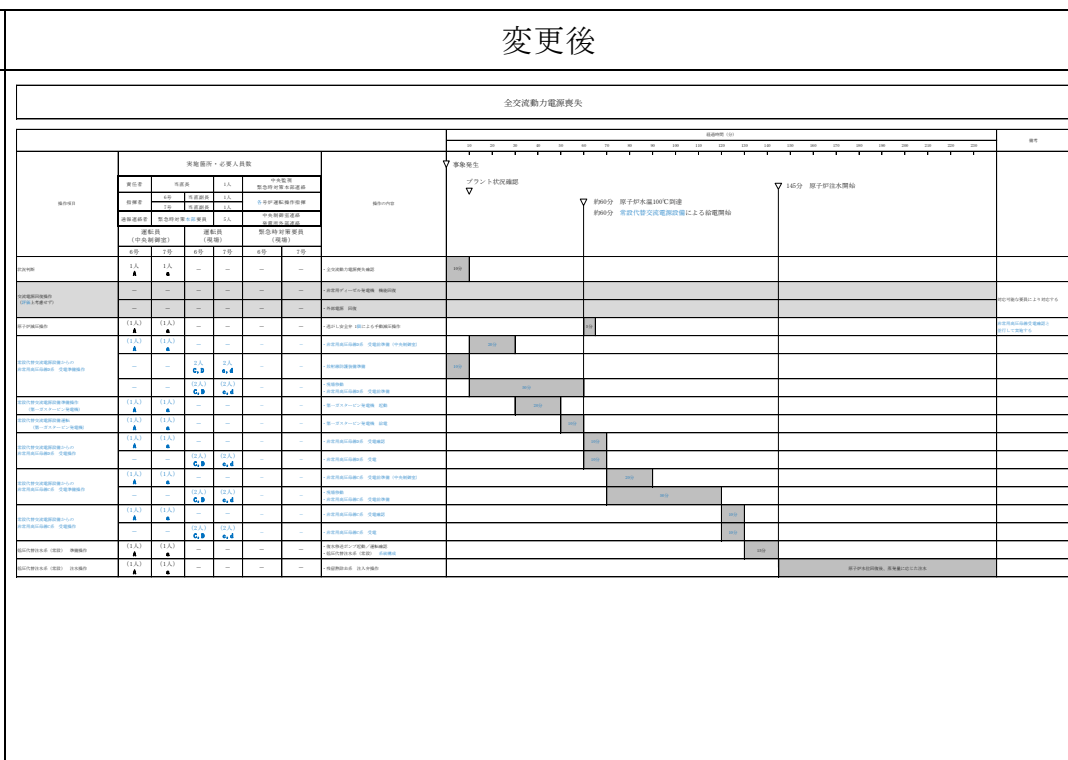


図 5.2.4 全交流動力電源喪失時の作業と所要時間(1/2)



第 5.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(1/2)

② (常設代替交流電源設備の遠隔起動化による操作内容の修正)

⑤

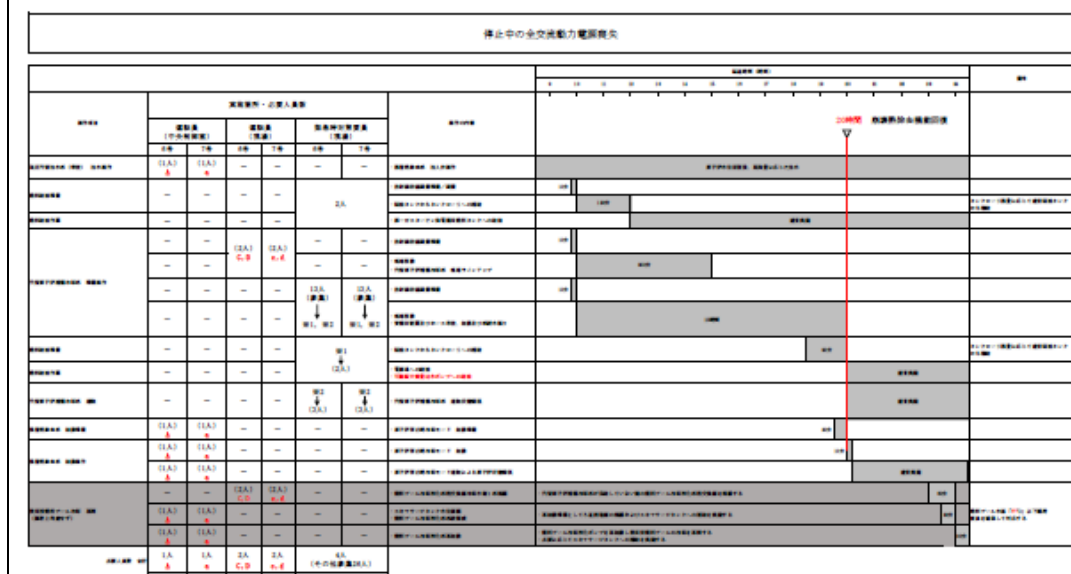
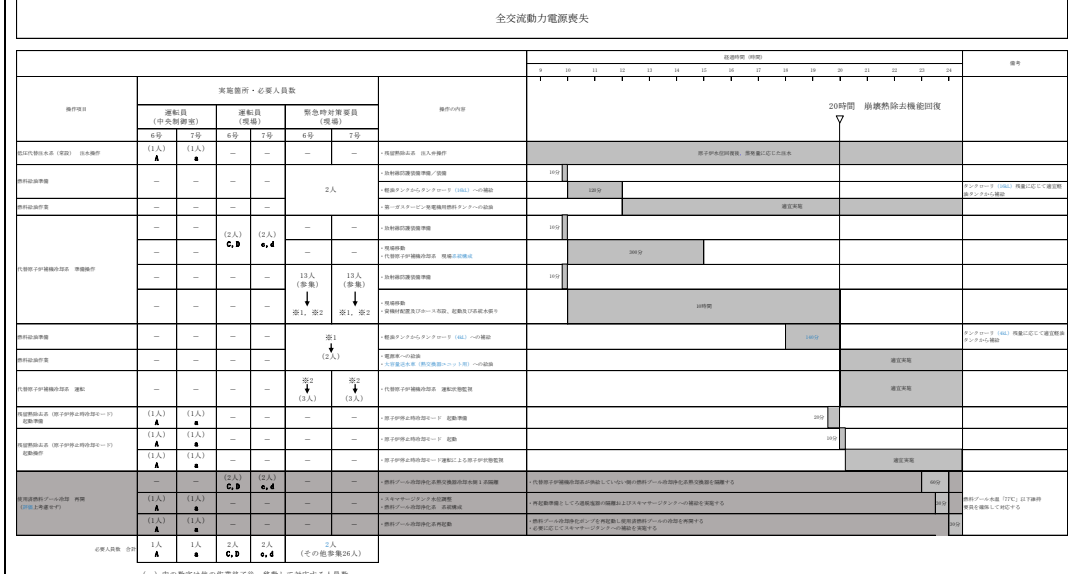


図 5.2.4 全交流動力電源喪失時の作業と所要時間(2/2)



第 5.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(2/2)

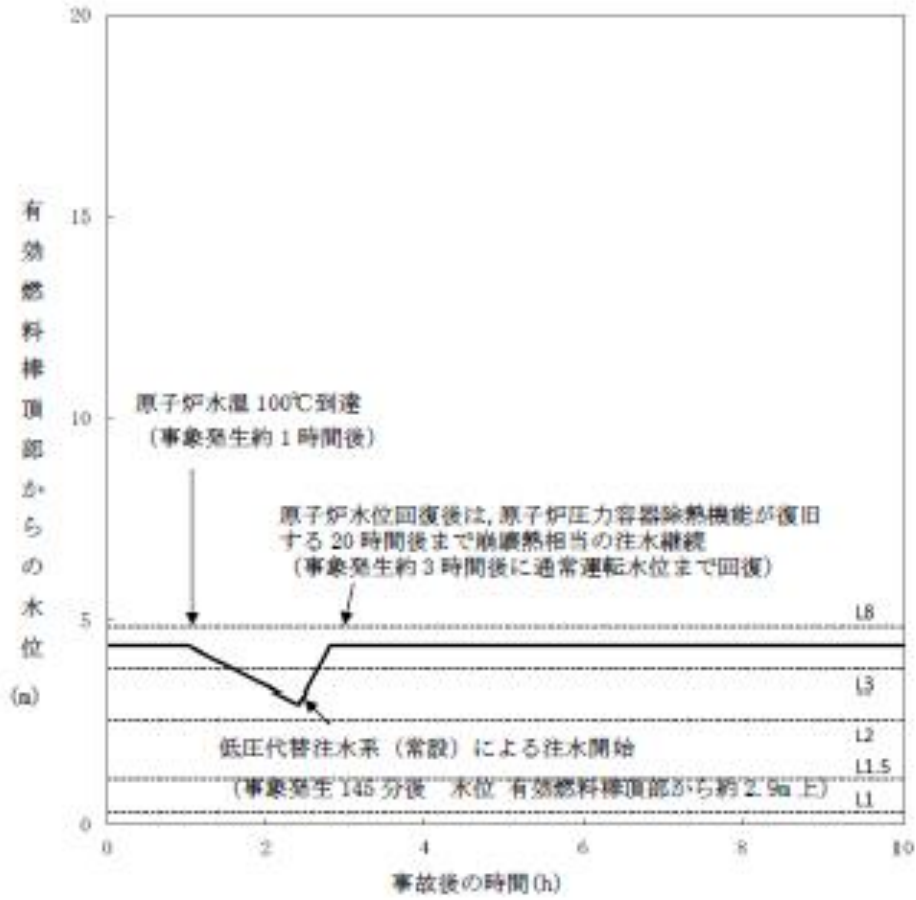
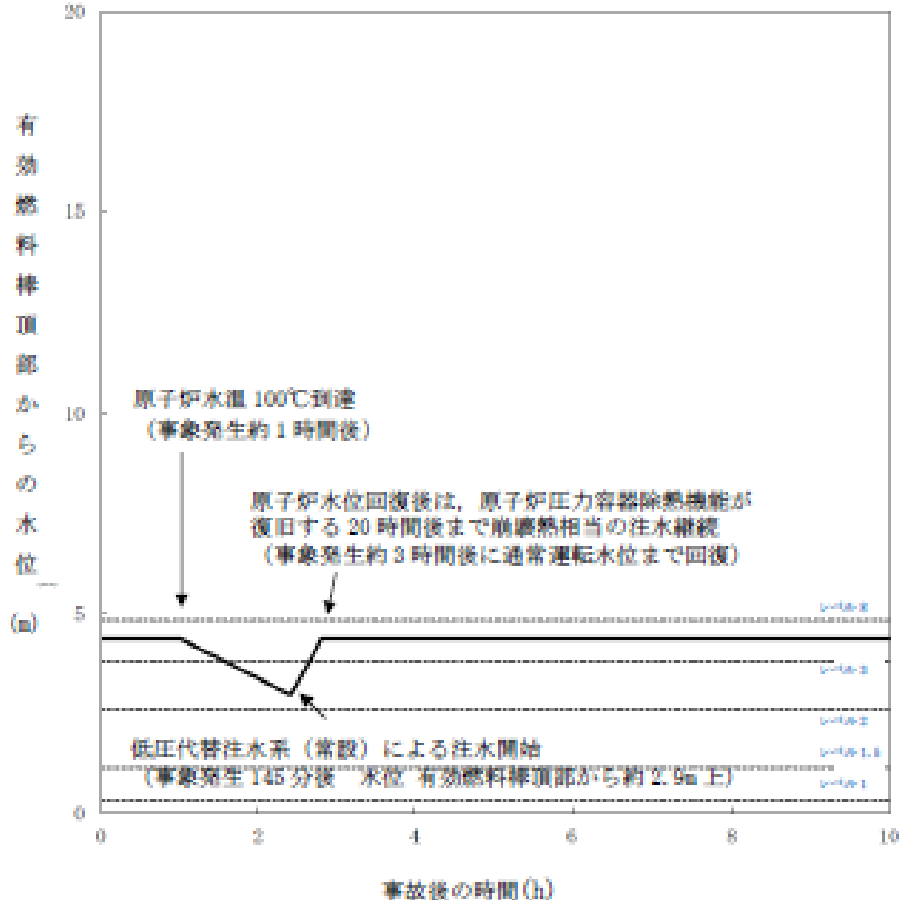
② (給油準備作業時間の見直し)

⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 5.2.5 原子炉水位の推移</p>	 <p>第 5.2.5 図 原子炉水位の推移</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
		<p>⑤</p>
<p>図 5.2.6 原子炉水位と線量率</p>	<p>第 5.2.6 図 原子炉水位と線量率</p>	

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前				変更後				変更理由																																																																
<p>表 5.2.1 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価と期待する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>実効設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計器設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止機能</td> <td>原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による残留熱除去機能が喪失する。</td> <td>炉内蓄電池式交流電源設備</td> <td>—</td> <td>【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>過剰し安全弁による原子炉の臨況状態維持</td> <td>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉圧力が100℃に到達することから、原子炉圧力を臨況状態に維持するため過剰し安全弁1個を開操作する。</td> <td>炉内蓄電池式交流電源設備 過剰し安全弁</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 原子炉圧力警報機</td> </tr> <tr> <td>臨況代償取水系（実効）による原子炉取水</td> <td>実効代償交流電源設備による交流電源供給を確保後、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を自動起動し、臨況代償取水系（実効）による原子炉取水を開始する。</td> <td>実効代償交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 駆動タンク</td> <td>タンクローリ</td> <td>原子炉水位 (GA) 原子炉水位 復水開始水準系統流量 (原子炉圧力容器) 復水貯蔵槽水位 (GA)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転</td> <td>代償原子炉冷却機能全失を介した残留熱除去系の機能が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。残留熱除去機能回復後、過剰し安全弁を全閉とし、原子炉臨況状態の維持を停止する。</td> <td>実効代償交流電源設備 【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】 駆動タンク</td> <td>代償原子炉冷却機能全失 タンクローリ</td> <td>【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対応設備 (設計基準仕様)</p>				判断及び操作	操作	有効性評価と期待する事故対応設備			実効設備	可搬型設備	計器設備	全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止機能	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による残留熱除去機能が喪失する。	炉内蓄電池式交流電源設備	—	【残留熱除去系系統流量】	過剰し安全弁による原子炉の臨況状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉圧力が100℃に到達することから、原子炉圧力を臨況状態に維持するため過剰し安全弁1個を開操作する。	炉内蓄電池式交流電源設備 過剰し安全弁	—	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 原子炉圧力警報機	臨況代償取水系（実効）による原子炉取水	実効代償交流電源設備による交流電源供給を確保後、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を自動起動し、臨況代償取水系（実効）による原子炉取水を開始する。	実効代償交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 駆動タンク	タンクローリ	原子炉水位 (GA) 原子炉水位 復水開始水準系統流量 (原子炉圧力容器) 復水貯蔵槽水位 (GA)	残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	代償原子炉冷却機能全失を介した残留熱除去系の機能が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。残留熱除去機能回復後、過剰し安全弁を全閉とし、原子炉臨況状態の維持を停止する。	実効代償交流電源設備 【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】 駆動タンク	代償原子炉冷却機能全失 タンクローリ	【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	<p>第 5.2.1 表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価と期待する事故対応設備</th> </tr> <tr> <th>実効設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計器設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止機能</td> <td>原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による残留熱除去機能が喪失する。</td> <td>炉内蓄電池式交流電源設備</td> <td>—</td> <td>【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> <tr> <td>過剰し安全弁による原子炉の臨況状態維持</td> <td>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉圧力が100℃に到達することから、原子炉圧力を臨況状態に維持するため過剰し安全弁1個を開操作する。</td> <td>炉内蓄電池式交流電源設備 過剰し安全弁</td> <td>—</td> <td>原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 原子炉圧力警報機</td> </tr> <tr> <td>臨況代償取水系（実効）による原子炉取水</td> <td>実効代償交流電源設備による交流電源供給を確保後、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を自動起動し、臨況代償取水系（実効）による原子炉取水を開始する。</td> <td>実効代償交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 駆動タンク</td> <td>タンクローリ (104)</td> <td>原子炉水位 (GA) 原子炉水位 復水開始水準系統流量 (300 S系代償取水流量) 復水貯蔵槽水位 (GA)</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による残留熱除去機能回復</td> <td>代償原子炉冷却機能全失を介した残留熱除去系の機能が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。残留熱除去機能回復後、過剰し安全弁を全閉とし、原子炉臨況状態の維持を停止する。</td> <td>実効代償交流電源設備 【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】 駆動タンク</td> <td>代償原子炉冷却機能全失 タンクローリ (104, 105)</td> <td>【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対応設備 (設計基準仕様)</p>				判断及び操作	手順	有効性評価と期待する事故対応設備			実効設備	可搬型設備	計器設備	全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止機能	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による残留熱除去機能が喪失する。	炉内蓄電池式交流電源設備	—	【残留熱除去系系統流量】	過剰し安全弁による原子炉の臨況状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉圧力が100℃に到達することから、原子炉圧力を臨況状態に維持するため過剰し安全弁1個を開操作する。	炉内蓄電池式交流電源設備 過剰し安全弁	—	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 原子炉圧力警報機	臨況代償取水系（実効）による原子炉取水	実効代償交流電源設備による交流電源供給を確保後、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を自動起動し、臨況代償取水系（実効）による原子炉取水を開始する。	実効代償交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 駆動タンク	タンクローリ (104)	原子炉水位 (GA) 原子炉水位 復水開始水準系統流量 (300 S系代償取水流量) 復水貯蔵槽水位 (GA)	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による残留熱除去機能回復	代償原子炉冷却機能全失を介した残留熱除去系の機能が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。残留熱除去機能回復後、過剰し安全弁を全閉とし、原子炉臨況状態の維持を停止する。	実効代償交流電源設備 【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】 駆動タンク	代償原子炉冷却機能全失 タンクローリ (104, 105)	【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】	<p>② (計器名称の変更) ⑤</p>								
判断及び操作	操作	有効性評価と期待する事故対応設備																																																																						
		実効設備	可搬型設備	計器設備																																																																				
全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止機能	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による残留熱除去機能が喪失する。	炉内蓄電池式交流電源設備	—	【残留熱除去系系統流量】																																																																				
過剰し安全弁による原子炉の臨況状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉圧力が100℃に到達することから、原子炉圧力を臨況状態に維持するため過剰し安全弁1個を開操作する。	炉内蓄電池式交流電源設備 過剰し安全弁	—	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 原子炉圧力警報機																																																																				
臨況代償取水系（実効）による原子炉取水	実効代償交流電源設備による交流電源供給を確保後、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を自動起動し、臨況代償取水系（実効）による原子炉取水を開始する。	実効代償交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 駆動タンク	タンクローリ	原子炉水位 (GA) 原子炉水位 復水開始水準系統流量 (原子炉圧力容器) 復水貯蔵槽水位 (GA)																																																																				
残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	代償原子炉冷却機能全失を介した残留熱除去系の機能が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。残留熱除去機能回復後、過剰し安全弁を全閉とし、原子炉臨況状態の維持を停止する。	実効代償交流電源設備 【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】 駆動タンク	代償原子炉冷却機能全失 タンクローリ	【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】																																																																				
判断及び操作	手順	有効性評価と期待する事故対応設備																																																																						
		実効設備	可搬型設備	計器設備																																																																				
全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止機能	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による残留熱除去機能が喪失する。	炉内蓄電池式交流電源設備	—	【残留熱除去系系統流量】																																																																				
過剰し安全弁による原子炉の臨況状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉圧力が100℃に到達することから、原子炉圧力を臨況状態に維持するため過剰し安全弁1個を開操作する。	炉内蓄電池式交流電源設備 過剰し安全弁	—	原子炉圧力 (GA) 原子炉圧力 原子炉圧力警報機																																																																				
臨況代償取水系（実効）による原子炉取水	実効代償交流電源設備による交流電源供給を確保後、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ1台を自動起動し、臨況代償取水系（実効）による原子炉取水を開始する。	実効代償交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 駆動タンク	タンクローリ (104)	原子炉水位 (GA) 原子炉水位 復水開始水準系統流量 (300 S系代償取水流量) 復水貯蔵槽水位 (GA)																																																																				
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による残留熱除去機能回復	代償原子炉冷却機能全失を介した残留熱除去系の機能が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。残留熱除去機能回復後、過剰し安全弁を全閉とし、原子炉臨況状態の維持を停止する。	実効代償交流電源設備 【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】 駆動タンク	代償原子炉冷却機能全失 タンクローリ (104, 105)	【残留熱除去系系統流量】 【残留熱除去系熱交換器入口温度】																																																																				
<p>表 5.2.2 主要評価条件 (全交流動力電源喪失) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">初期条件</td> <td>原子炉圧力容器の状態</td> <td>原子炉圧力容器の木開放</td> <td>燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>約 22.4MW (9×9 燃料 (A型), 原子炉停止 1 日後^{※1})</td> <td>平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から +119cm)</td> <td>停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期水温</td> <td>52℃</td> <td>停止後 1 日の実績より、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期圧力</td> <td>大気圧</td> <td>停止後 1 日の実績による値</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故条件</td> <td>起因事象</td> <td>外部電源喪失</td> <td>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ものとして設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 原子炉停止 1 日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスタラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。 ※2 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</p>				項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の木開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値	原子炉初期水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から +119cm)	停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値	原子炉初期水温	52℃	停止後 1 日の実績より、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定	原子炉初期圧力	大気圧	停止後 1 日の実績による値	外部水源の温度	50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	事故条件	起因事象	外部電源喪失	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ものとして設定	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定	<p>第 5.2.2 表 主要評価条件 (全交流動力電源喪失) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">初期条件</td> <td>原子炉圧力容器の状態</td> <td>原子炉圧力容器の木開放</td> <td>燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱</td> <td>約 22.4MW (9×9 燃料 (A型), 原子炉停止 1 日後^{※1})</td> <td>平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>通常運転水位 (セパレータスカート下端から +119cm)</td> <td>原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値</td> </tr> <tr> <td>原子炉水温</td> <td>52℃</td> <td>原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>大気圧</td> <td>原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>外部水源の温度</td> <td>50℃</td> <td>復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故条件</td> <td>起因事象</td> <td>外部電源喪失</td> <td>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ものとして設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 原子炉停止 1 日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスタラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。 ※2 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</p>				項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の木開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定	燃料の崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から +119cm)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値	原子炉水温	52℃	原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定	外部水源の温度	50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	事故条件	起因事象	外部電源喪失	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ものとして設定	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定	<p>⑤</p>
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																																						
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の木開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定																																																																					
	崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値																																																																					
	原子炉初期水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から +119cm)	停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値																																																																					
	原子炉初期水温	52℃	停止後 1 日の実績より、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定																																																																					
	原子炉初期圧力	大気圧	停止後 1 日の実績による値																																																																					
	外部水源の温度	50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																					
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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ものとして設定																																																																					
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定																																																																					
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定																																																																					
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																																						
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の木開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定																																																																					
	燃料の崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料 (A型), 原子炉停止 1 日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t ^{※2} を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値																																																																					
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から +119cm)	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値																																																																					
	原子炉水温	52℃	原子炉停止 1 日後の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定																																																																					
	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定																																																																					
	外部水源の温度	50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																					
事故条件	起因事象	外部電源喪失	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ものとして設定																																																																					
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定																																																																					
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定																																																																					

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 5.2.2 主要評価条件 (全交流動力電源喪失) (2/2)			第 5.2.2 表 主要評価条件 (全交流動力電源喪失) (2/2)			⑤
	項目	主要評価条件		項目	主要評価条件	
重大事故等対策に 関連する機器条件	低圧代替注水 (常設) による原子炉注水流量	150m ³ /h にて原子炉注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定	低圧代替注水系 (常設)	150m ³ /h にて原子炉注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定
	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (原子炉冷却材温度 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (原子炉冷却材温度 100℃, 海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)	熱交換器 1 基あたり約 8MW (原子炉冷却材温度 52℃, 海水温度 30℃において)	残留熱除去系の設計値として設定 (原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) を実施することで原子炉内の崩壊熱を除去できるため, 注水が不要となる)
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	事象発生 145 分まで	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定	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) 起動操作	事象発生 145 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定
	低圧代替注水系 (常設) 起動操作	事象発生 145 分後	常設代替交流電源設備からの受電後として設定	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	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定
	代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系及び残留熱除去系による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定			

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.3.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において, 燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」, ②「原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」, ③「原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」, ④「原子炉冷却材流出 (CUW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」及び⑤「原子炉冷却材流出 (RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では, 運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から, 運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し, 崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉冷却材の流出及び燃料の崩壊熱による蒸発に伴い原子炉冷却材が減少し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉冷却材の漏えいによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転により最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことに</p>	<p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.3.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, ①「原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」, ②「原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」, ③「原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」, ④「原子炉冷却材流出 (CUW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」及び⑤「原子炉冷却材流出 (RHR 切替え時のミニマムフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では, 原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から, 運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生し, 崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため, 原子炉冷却材の流出及び燃料の崩壊熱による蒸発に伴い原子炉冷却材が減少することから, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉水位の低下により燃料が露出し, 燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 原子炉冷却材の流出によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって, 燃料損傷の防止を図る。また, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことに</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>より, 原子炉除熱を行う。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して, 燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系による原子炉注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 5.3.1 及び図 5.3.2 に, 対応手順の概要を図 5.3.3 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操作手順の関係を表 5.3.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて, 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 14 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 (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 6 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 名である。必要な要員と作業項目について図 5.3.4 に示す。</p> <p>なお, 重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を重要事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 14 名で対処可能である。</p> <p><small>※原子炉停止中の6号及び7号炉における体制は, 必ずしも当直副長2名ではなくケースによっては当直副長1名, 運転員1名の場合もある</small></p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認</p> <p>運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から, 運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し, 崩壊熱除去機能が喪失する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位計である。</p>	<p>より, 原子炉を除熱する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して, 燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系による原子炉注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.3.1 図及び第 5.3.2 図に, 手順の概要を第 5.3.3 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操作手順の関係を第 5.3.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて, 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 14 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 (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 6 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 名である。必要な要員と作業項目について第 5.3.4 図に示す。</p> <p>なお, 重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては, 作業項目を重要事故シーケンスと比較し, 必要な要員数を確認した結果, 14 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認</p> <p>原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から, 運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。原子炉冷却材の流出が長時間継続した場合, 原子炉水位が低下し残留熱除去系の運転が継続できなくなることから崩壊熱除去機能喪失に至る。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は, 原子炉水位である。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>③ (要員の運用変更)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位計である。</p> <p>c. 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水 原子炉冷却材流出により低下した原子炉ウェル水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水モード）で待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、原子炉注水を実施する。これにより、原子炉ウェル水位は回復する。</p> <p>5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材流出（RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」である^{*1}。</p> <p>残留熱除去系は通常、3系統あるうち1系統又は2系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替を実施する場合がある。系統切替にあたって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。</p>	<p>b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。 隔離操作完了により、正常な原子炉停止時冷却モードの運転となる。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位である。</p> <p>c. 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水 原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量等である。</p> <p>5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材流出（RHR 切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）+崩壊熱除去・注水系失敗」である^{*1}。</p> <p>残留熱除去系は通常、3系統あるうち1系統又は2系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替を実施する場合がある。系統切替えにあたって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが、操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。</p>	<p>④（操作手順との整合）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>「残留熱除去系切替時のミニマムフロー弁操作誤り」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS B 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮の観点で最も厳しい想定である。なお、有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても2時間以上の時間余裕^{※2}があり、かつ、原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動などに期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、有効燃料棒頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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>※1 RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤りによる流出量は他の冷却材流出事象と比べて流出量が多い(別紙 1 3 添付資料 3.1.2. c-3 冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について)</p>	<p>「残留熱除去系切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS B 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮の観点で最も厳しい想定である。なお、有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても2時間以上の時間余裕^{※2}があり、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等に期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、有効燃料棒頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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>※1 RHR 切替え時のミニマムフロー弁操作誤りによる流出量は他の原子炉冷却材流出事象と比べて流出量が多い(付録 1 別添 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉確率論的リスク評価(PRA)について 添付資料 3.1.2. c-3 冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>※2 流出により通常運転水位から残留熱除去系の吸込配管の高さまで水位が低下後, 蒸発により水位が有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間 (停止 1 日後想定)</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.1, 5.3.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を表 5.3.2 に示す。また, 主要な評価条件について, 本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 原子炉压力容器の状態</p> <p>原子炉压力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時には原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動などに期待できる。また, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の吸込配管が有効燃料棒頂部より高い位置にあるため, 有効燃料棒頂部が露出する前に流出が停止する。</p> <p>(b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温</p> <p>事象発生前の原子炉の初期水位は, ウェル満水の水位とし, 保有水量を厳しく見積もるため, 燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また, 原子炉初期水温は 52℃とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出量</p> <p>残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定する。具体的には, 最小流量バイパス弁 (以下, ミニマムフロー弁とする) の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出を想定し, 流出量は約 87m³/h とする。</p>	<p>※2 流出により通常運転水位から残留熱除去系の吸込配管の高さまで水位が低下後, 蒸発により水位が有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間 (停止 1 日後の崩壊熱を想定)</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.1, 5.3.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 5.3.2 表に示す。また, 主要な評価条件について, 本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 原子炉压力容器の状態</p> <p>原子炉压力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時には原子炉水位計による警報発生, 緩和設備の起動等に期待できる。また, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の吸込配管が有効燃料棒頂部より高い位置にあるため, 有効燃料棒頂部が露出する前に流出が停止する。</p> <p>(b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温</p> <p>事象発生前の原子炉の初期水位は, 原子炉ウェル満水の水位とし, 保有水量を厳しく見積もるため, 使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また, 原子炉初期水温は 52℃とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として, 残留熱除去系の系統切替え時に原子炉冷却材が流出するものとする。具体的には, ミニマムフロー弁の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出を想定し, 流出量は約 87m³/h とする。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発について 本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても、事象発生から安定状態に至る時間に対して、原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が事象発生より 5 時間以上と長いため、崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は 954m³/h を設定するものとする。</p> <p>d. 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) 残留熱除去系（停止時冷却モード）運転中の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、原子炉ウェル水位低下確認後、原因調査を開始し、事象発生から2時間後に実施するものとする。</p> <p>なお、本評価事象においては漏えい箇所の隔離が容易であるため、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後に実施するものとしている。ただし、両操作とも水位低下を認知して実施する操作であり、事象によっては原子炉注水操作を残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了前に実施することもある。 (添付資料 5.3.2)</p>	<p>(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発 本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合も、事象発生から安定状態に至る時間に対して、原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が事象発生から 5 時間以上と長いため、崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 残留熱除去系（低圧注水モード） 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は 954m³/h とする。</p> <p>d. 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) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、原子炉水位低下確認後、原因調査を開始し、事象発生から2時間後に実施するものとする。</p> <p>なお、本評価事象においては漏えい箇所の隔離が容易であるため、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後に実施するものとしている。ただし、両操作とも水位低下を認知して実施する操作であり、事象によっては原子炉注水操作を残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了前に実施することもある。 (添付資料 5.3.2)</p>	<p>⑤ ⑤ ⑤ ⑤ ⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を図 5.3.3 に, 原子炉水位の推移を図 5.3.5 に, 原子炉水位と線量率の関係を図 5.3.6 に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 原子炉冷却材が流出することにより, 原子炉水位は低下し始めるが, 原子炉水位の低下により異常事象を認知し, 事象発生から 2 時間経過した時点で, 待機中の残留熱除去系ポンプを起動し, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を行う。</p> <p>その後は, 原子炉冷却材流出口を隔離することによって流出を止め, また, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転により崩壊熱除去機能を回復する。</p> <p>線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としており, 有効燃料棒頂部の約 15m 上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり, この水位において放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は, 図 5.3.5 に示すとおり, 有効燃料棒頂部の約 15m 上まで低下するとどまり, 燃料は冠水維持される。</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒頂部の約 15m 上の場合での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり, 必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h^* と比べて低い値であることから, 放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>また, 全制御棒全挿入状態が維持されているため, 未臨界は確保されている。</p> <p>原子炉水位回復後, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による原子炉圧力容器除熱を行うことで, 安定状態を維持でき</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第 5.3.5 図に, 原子炉水位と線量率の関係を第 5.3.6 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後, 原子炉冷却材が流出することにより, 原子炉水位は低下し始めるが, 原子炉水位の低下により異常事象を認知し, 事象発生から 2 時間経過した時点で, 残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後, 待機中の残留熱除去系ポンプを起動し, 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水を行う。</p> <p>その後は, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転により崩壊熱除去機能を回復する。</p> <p>線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としており, 有効燃料棒頂部の約 15m 上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり, この水位において放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は, 第 5.3.5 図に示すとおり, 有効燃料棒頂部の約 15m 上まで低下するに留まり, 燃料は冠水維持される。</p> <p>第 5.3.6 図に示すとおり, 必要な遮蔽が維持できる水位 (必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位) ^{※3} である有効燃料棒頂部の約 3.0m 上を下回ることがないため, 放射線の遮蔽は維持される。なお, 線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。</p> <p>また, 全制御棒全挿入状態が維持されているため, 未臨界は確保されている。</p> <p>原子炉水位回復後, 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転による原子炉圧力容器除熱を行うことで, 安定状態を維持でき</p>	<p>⑤</p> <p>④ (操作手順との整合)</p> <p>④ (操作手順との整合)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>る。</p> <p>本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>※必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ、十分余裕のある値であり、かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値(約6mSv/h)を考慮した値(10mSv/h)とする。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約3m上(通常水位から約14m下)の位置である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.6, 5.3.3)</p> <p>5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)により、水位を回復させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作とする。</p>	<p>る。</p> <p>本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>※3 必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度(100mSv)等と比べ、余裕を考慮し、また通常時の現場線量率での実績値(蒸気乾燥器の取り付け又は取り外し作業の実績 平成23年10月 柏崎刈羽原子力発電所7号炉 約11mSv/h)を参考として設定する。この線量率となる水位は有効燃料棒頂部の約3.0m上(原子炉ウェル満水から約14m下)の位置である。</p> <p>なお、前述する現場線量率での実績値は設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点の値であり、設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点の値では約1mSv/hとなり、必要な遮蔽の目安(10mSv/h)以下であった。このように、通常作業に対する作業員の放射線影響は、線源との離隔距離を確保する、作業時間を短くする、遮蔽を実施するなど、過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.2, 5.1.6, 5.3.3)</p> <p>5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)により、水位を回復させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作とする。</p>	<p>④ (線量率の実績値の調査範囲の拡充及びそれに伴う実績値見直し)</p> <p>⑤ (有効桁数に関する記載の整合)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>(1) 評価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, 表 5.3.2 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確認する。また, 評価条件の設定に当たっては, 原則, 評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから, その中で事象進展に有意な影響を与えられられる事象発生前の原子炉初期水温, 原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の状態, プールゲートの状態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>初期条件の原子炉初期水温は評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 37℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなるため, 時間余裕が長くなることが考えられるが, 原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉初期水位は評価条件のウェル満水に対して最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉ウェル水張り実施中においては, 評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが, 既に原子炉注水を実施しており, また原子炉冷却材流出の停止のための隔離操作は, 原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は評価条件の閉状態に対して最確条件は開状態であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合, 評価条件で設定している保有水量より多くなるため, 有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は長くなるが, 原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため, 運転員等操作時間に与える</p>	<p>(1) 評価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 5.3.2 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確認する。また, 評価条件の設定に当たっては, 評価項目に対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えられられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉水温は評価条件の 52℃に対して最確条件は約 37℃～約 48℃であり, 本評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している原子炉水温より低くなり, 沸騰開始時間は遅くなるため, 原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなり, 原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位は, 評価条件の原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は, 事故事象ごとに異なり, 原子炉ウェル水張り実施中においては, 評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが, 既に原子炉注水を実施しており, また原子炉冷却材流出の停止のための隔離操作は, 原子炉冷却材流出の認知を起点とする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>初期条件のプールゲートの状態は評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり, 評価条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 評価条件で設定している保有水量より多くなるため, 原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなるが, 原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから, 運転員等操</p>	<p>⑤</p> <p>④ (最確条件の修正)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉压力容器の状態について評価条件の原子炉压力容器の開放状態に対して最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉压力容器未開放状態の場合は原子炉水位計による警報発生及び緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉压力容器開放状態の場合は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉初期水温について、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 37℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなることから、原子炉水位の回復は早くなり、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>初期条件の原子炉初期水位及び原子炉压力容器の状態について、評価条件の原子炉压力容器の開放及びウェル満水に対して最確条件は事故事象毎に異なる。原子炉压力容器が未開放の場合、原子炉压力容器等の遮蔽に期待でき、放射線の遮蔽を維持できる原子炉の最低水位に到達するまでの時間（約 1 時間）は十分長く、認知も容易であるため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持され、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、停止 1 日後の原子炉水位を通常運転水位と想定した場合でも有効燃料棒頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は 2 時間以上と長く、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えることから、操作時間が十分あり評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉压力容器の状態は、評価条件の原子炉压力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごと異なる。原子炉压力容器の未開放時は、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉压力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉水温について、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 37℃～約 48℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位及び原子炉压力容器の状態について、評価条件の原子炉压力容器の開放及び原子炉ウェル満水に対して最確条件は事故事象ごと異なる。原子炉压力容器の開放時は、原子炉ウェルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウェル満水と高い位置となるが、原子炉压力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水位計の警報による運転員の認知に期待できないため、速やかな認知が困難である。一方、原子炉压力容器の未開放時は、原子炉压力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉压力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、さらに放射線の遮蔽を維持できる有効燃料棒頂部の約 2.0m 上に到達するまでの時間（約 1 時間）は認知の時間と比べて十分長い。このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮</p>	<p>⑤</p> <p>④（最確条件の修正）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>初期条件のプールゲートの状態において評価条件のプールゲートが閉状態に対して、最確条件は開状態であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、有効燃料棒頂部まで低下するまでの時間余裕は長くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>b. 操作条件 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 操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実操作では運転員の残留熱除去系切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待できるため、評価の想定と比べ、早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、実際の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなる場合がある。</p>	<p>した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間（停止1日後）は2時間以上と長く、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態において評価条件のプールゲート閉に対して、最確条件はプールゲート開であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>b. 操作条件 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 操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、運転員の残留熱除去系切替え時のプラント状態確認による早期の認知に期待できるため、評価の想定と比べ、早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、実態の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 120 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 120 分後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実際は、運転員の残留熱除去系切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、その後、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなる場合がある。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉冷却材流出の停止操作および原子炉注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水開始が早くなる場合は原子炉水位の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。 (添付資料 5.3.4)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでの約 13 時間であり、これに対して、事故を検知して原子炉注水を開始するまでの時間は約 2 時間であることから、時間余裕がある。</p>	<p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の時間を考慮し、事象発生から 2 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 2 時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実態は運転員の残留熱除去系切替え時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、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が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。 (添付資料 5.3.4)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約 13 時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は 2 時間であることから、時間余裕がある。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、当該操作に対する時間余裕は、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約13時間であり、これに対して、事故を検知して原子炉注水を開始するまでの時間は約2時間であることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.4)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に与える十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。</p> <p>5.3.4 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>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要な要員は、「5.3.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり14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64名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p>	<p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約13時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は2時間であることから、時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.4)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>5.3.4 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>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は、「5.3.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり14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、緊急時対策要員等の64名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>a. 水源 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料 非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約 751kL の軽油が必要となる。免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機及びモニタリング・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 79kL の軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計 約 1,581kL）</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL（6号及び7号炉合計 約 2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、免震重要棟内緊急時対策用ガスタービン発電機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。 (添付資料 5.3.5)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p>	<p>a. 水源 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p>b. 燃料 非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約 753kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約 13kL の軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計約 1, 515kL）</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約 1,020kL（6号及び7号炉合計約 2,040kL）の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給、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。 (添付資料 5.3.5)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>	<p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映） ⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>⑤</p>

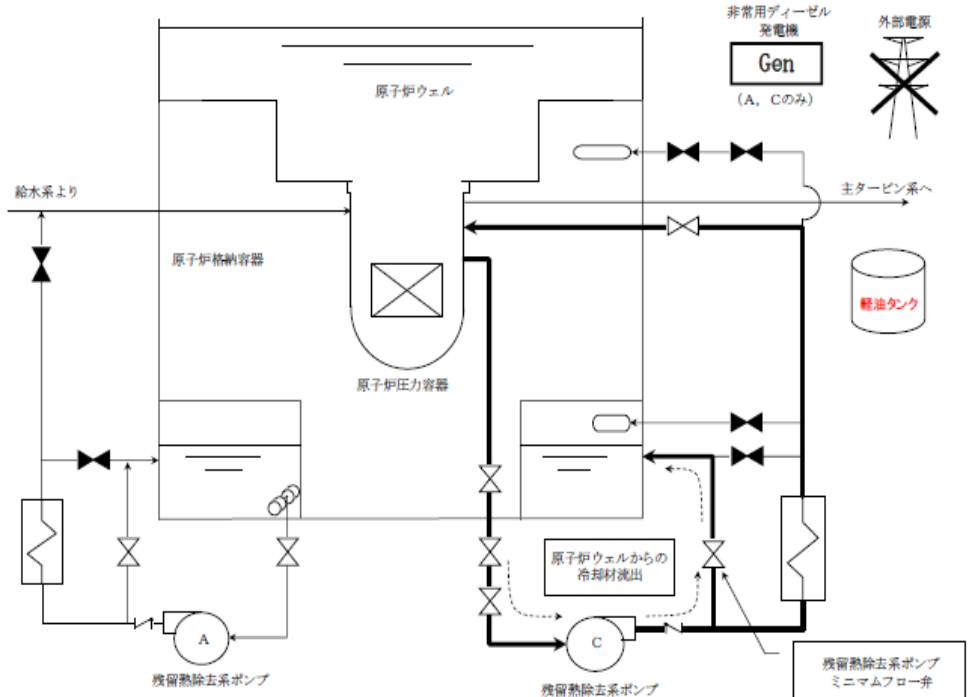
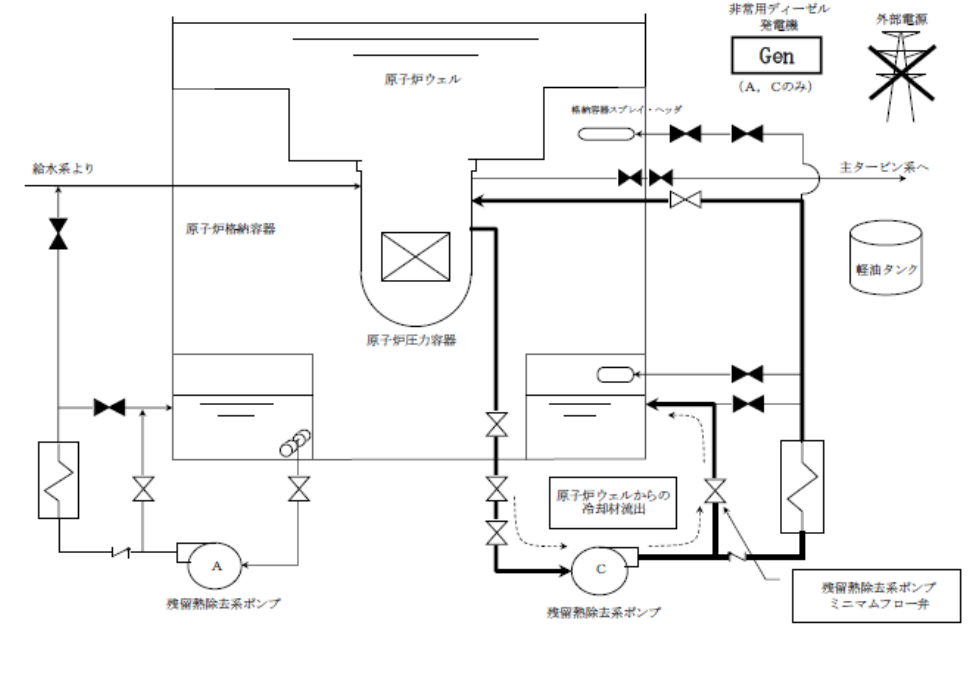
まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>また、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対して電源供給が可能である。</p> <p>5.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替え操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉压力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する炉心損傷防止対策としては、残留熱除去系による原子炉注水手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「残留熱除去系の系統切り替え時に操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外へ流出する事故」について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、残留熱除去系による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく有効燃料棒頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、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>評価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>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>5.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替え操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉压力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、残留熱除去系による原子炉注水手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「残留熱除去系の系統切替え時に操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外へ流出する事故」について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、残留熱除去系による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく有効燃料棒頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、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>評価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>② (免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、残留熱除去系による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>  <p>図 5.3.1 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図(1/2) (原子炉停止時冷却系統構成失敗)</p>	<p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、残留熱除去系による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>  <p>第 5.3.1 図「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図(1/2) (原子炉停止時冷却系統構成失敗)</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 5.3.2 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (原子炉注水及び原子炉停止時冷却)</p>	<p>第 5.3.2 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (原子炉注水及び原子炉停止時冷却)</p>	<p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>プラント前提条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉ウエル満水 全燃料監視&プールゲート「閉」 非常用ディーゼル発電機 (B) 点検中 残留熱除去系 (A) 原子炉停止時冷却モード運転中 残留熱除去系 (B) 点検中 残留熱除去系 (C) 低圧注水モード待機中 <p>凡例</p> <ul style="list-style-type: none"> 操作・確認 (運転員のみ作業) 操作及び判断 プラント状態 緊急時対策要員 (現場) のみの作業 判断 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業 解析上考慮しない操作・判断結果 <p>外部電源喪失</p> <p>残留熱除去系停止確認 (機器動作状況, 系統流量による確認)</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (A, C) 自動起動確認 非常用高圧系統 (6.9kV) C, E復旧確認</p> <p>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード再起動操作</p> <p>非常用ディーゼル発電機運転状態確認</p> <p>低圧注水機能待機号機を 原子炉停止時冷却モードへ切替準備</p> <p>低圧注水機能待機号機を 原子炉停止時冷却モードへ切替準備</p> <p>残留熱除去系最小流量バイパス「開」のまま電動弁電源「切」</p> <p>低圧注水機能待機号機を 原子炉停止時冷却モード切替準備完了</p> <p>原子炉ウエルの水頭圧により冷却材流出開始</p> <p>原子炉停止時冷却モード切替時の プラント状態確認にて「原子炉ウエル水位低下」を確認</p> <p>原子炉停止時冷却モード 運転号機切替</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プールへの 冷却材流出による原子炉ウエル水位低下開始</p> <p>原子炉停止時冷却モード切替時の プラント状態確認にて「原子炉ウエル水位低下」を確認</p> <p>原子炉ウエル水位の低下を確認</p> <p>原子炉ウエル水位低下調査開始</p> <p>残留熱除去系最小流量バイパス「開」確認解除操作実施</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プールへの 冷却材流出停止原子炉ウエル水位低下停止</p> <p>低圧注水モード待機号機を起動し 原子炉注水開始</p> <p>原子炉ウエル水位の上昇を確認</p> <p>最小流量バイパスを全閉とした 原子炉停止時冷却モード運転号機にて 除熱継続</p> <p>原子炉停止時冷却モードにより冷却を継続し, 機能喪失している設備の復旧に努める</p> <p>使用済燃料プール冷却 開始 原子炉の状態が安定後 使用済燃料プール冷却を再開する</p> <p>解析上の時間</p> <p>(0分)</p> <p>(約60分後)</p> <p>(2時間後)</p> <p>(2時間後)</p>	<p>プラント前提条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉ウエル満水 全燃料監視&プールゲート「閉」 非常用ディーゼル発電機 (B) 点検中 残留熱除去系 (A) 原子炉停止時冷却モード運転中 残留熱除去系 (B) 点検中 残留熱除去系 (C) 低圧注水モード待機中 <p>凡例</p> <ul style="list-style-type: none"> 操作・確認 (運転員のみ作業) 操作及び判断 プラント状態 緊急時対策要員 (現場) のみの作業 判断 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業 解析上考慮しない操作・判断結果 <p>外部電源喪失</p> <p>残留熱除去系停止確認 (機器動作状況, 系統流量による確認)</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (A, C) 自動起動確認 非常用高圧系統 (6.9kV) C, E復旧確認</p> <p>残留熱除去系原子炉停止時冷却モード再起動操作</p> <p>非常用ディーゼル発電機運転状態確認</p> <p>低圧注水機能待機号機を 原子炉停止時冷却モードへ切替準備</p> <p>低圧注水機能待機号機を 原子炉停止時冷却モードへ切替準備</p> <p>残留熱除去系「ミニマムフロー弁 開」のまま電動弁電源「切」操作</p> <p>低圧注水機能待機号機を 原子炉停止時冷却モード切替準備完了</p> <p>原子炉ウエルの水頭圧により冷却材流出開始</p> <p>原子炉停止時冷却モード切替時の プラント状態確認にて「原子炉ウエル水位低下」を確認</p> <p>原子炉停止時冷却モード 運転号機切替</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プールへの 冷却材流出による原子炉ウエル水位低下開始</p> <p>原子炉停止時冷却モード停止号機を 低圧注水モード待機へ切替</p> <p>原子炉ウエル水位の低下を確認</p> <p>原子炉ウエル水位低下調査開始</p> <p>残留熱除去系「ミニマムフロー弁 開」確認解除操作</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プールへの 冷却材流出停止原子炉ウエル水位低下停止</p> <p>低圧注水モード待機号機を起動し 原子炉注水開始</p> <p>原子炉ウエル水位の上昇を確認</p> <p>ミニマムフロー弁を全閉とした 原子炉停止時冷却モード運転号機にて 原子炉除熱継続</p> <p>原子炉停止時冷却モードにより冷却を継続し, 機能喪失している設備の復旧に努める</p> <p>使用済燃料プール冷却 開始 原子炉の状態が安定後 使用済燃料プール冷却を再開する</p> <p>解析上の時間</p> <p>(0分)</p> <p>(約60分後)</p> <p>(2時間後)</p> <p>(2時間後)</p> <p>※1 外部電源喪失により停止した側の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで再起動する</p> <p>※2 作業予定等による原子炉停止時冷却モード運転号機の切替を想定</p> <p>※3 人的過誤を防止するため, 全閉操作後に電源を切るミニマムフロー弁を, 全開のまま電源を切ることを想定する</p> <p>※4 原子炉停止時冷却モード切替準備完了時に原子炉圧力容器からの水頭圧によりサブプレッション・チェンバ・プールへの流出は始まり, プラント状態 (原子炉ウエル水位, 原子炉水温度等) 確認により冷却材流出が確認できるが, 解析上考慮しない</p> <p>※5 流出量は約87m³/h, 原子炉水位低下速度は約53mm/h</p> <p>※6 1時間毎の中央制御室監視により, 原子炉ウエル水位低下を検知する。実際は, 原子炉停止時冷却モード切替時にプラント状態 (原子炉ウエル水位, 原子炉水温度等) を確認する。そのため, 早期に冷却材流出は確認することができる</p> <p>※7 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。実際は迅速に必要な原子炉の状態には至らないが, 解析上, 人的過誤の認知を約60分後としているため, 建屋内への放射性物質の放出が想定されることから迅速を指示する</p> <p>※8 原子炉ウエル水位低下及びサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇により, サブプレッション・チェンバとのバウンダリ喪失を判断し, 隔離操作を実施する。隔離操作完了により, 正常な原子炉停止時冷却モードの運転となる</p> <p>※9 隔離成功時の原子炉ウエル最低水位は有効燃料棒頂部 (TAF) +15m (原子炉ウエルオーバーフローレベル) となる。なお, サブプレッション・チェンバ・プールの水位上昇は約+30cmとなる</p> <p>※10 原子炉ウエル水位計にて原子炉水位の上昇を確認する</p> <p>※11 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は待避を実施する</p>	<p>⑤</p>

図 5.3.3 原子炉冷却材の流出時の対応手順の概要

第 5.3.3 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由
				⑤
<p>図 5.3.4 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間</p>		<p>第 5.3.4 図 「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間</p>		

まとめ資料変更前後比較表
 資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 5.3.5 原子炉冷却材流出における原子炉水位の変化</p>	<p>第 5.3.5 図 原子炉水位の推移</p>	<p>⑤</p>

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>図 5.3.6 原子炉水位と線量率</p>	<p>第 5.3.6 図 原子炉水位と線量率</p>	<p>⑤ (記載の拡充 (他章と併せた記載に修正))</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前		変更後		変更理由																																																													
<p>表 5.3.1 原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認</td> <td>運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失する</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>低圧注水モード運転による原子炉注水</td> <td>原子炉冷却材流出により低下した原子炉ウエル水位を回復するため、待機していた残留熱除去系による低圧注水モード運転で原子炉注水を実施する</td> <td>【残留熱除去系 (低圧注水モード)】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)</p>		判断及び操作	操作	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	計装設備	原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失する	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位	低圧注水モード運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉ウエル水位を回復するため、待機していた残留熱除去系による低圧注水モード運転で原子炉注水を実施する	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】	<p>第 5.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認</td> <td>運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生し、崩壊熱除去機能が喪失する</td> <td>【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水</td> <td>原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転で原子炉注水を実施する</td> <td>【残留熱除去系 (低圧注水モード)】</td> <td>-</td> <td>原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準仕様)</p>		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	計装設備	原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生し、崩壊熱除去機能が喪失する	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位	残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転で原子炉注水を実施する	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】	⑤															
判断及び操作	操作			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	計装設備																																																													
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失する	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																													
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																													
低圧注水モード運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉ウエル水位を回復するため、待機していた残留熱除去系による低圧注水モード運転で原子炉注水を実施する	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】																																																													
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	計装設備																																																													
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生し、崩壊熱除去機能が喪失する	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 サブプレッション・チェンバ・プール水位																																																													
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位																																																													
残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転で原子炉注水を実施する	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【残留熱除去系系統流量】																																																													
<p>表 5.3.2 主要評価条件 (原子炉冷却材の流出) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">初期条件</td> <td>原子炉圧力容器の状態</td> <td>原子炉圧力容器開放</td> <td>線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器が開放状態を想定</td> </tr> <tr> <td>原子炉の初期水位</td> <td>ウエル満水</td> <td>原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期水温</td> <td>52℃</td> <td>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) での炉水側の設定温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉初期圧力</td> <td>大気圧</td> <td>原子炉圧力容器開放を想定</td> </tr> <tr> <td>プールゲート</td> <td>閉</td> <td>保有水が少ないプールゲート閉を想定</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故条件</td> <td>原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量</td> <td>約 87m³/h</td> <td>残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定した値</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発</td> <td>崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない</td> <td>原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定</td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器開放	線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器が開放状態を想定	原子炉の初期水位	ウエル満水	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定	原子炉初期水温	52℃	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) での炉水側の設定温度	原子炉初期圧力	大気圧	原子炉圧力容器開放を想定	プールゲート	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定	事故条件	原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量	約 87m ³ /h	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定した値	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない	原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	<p>第 5.3.2 表 主要評価条件 (原子炉冷却材の流出) (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">初期条件</td> <td>原子炉圧力容器の状態</td> <td>原子炉圧力容器の開放</td> <td>線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器の開放状態を想定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>原子炉ウエル満水</td> <td>原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定</td> </tr> <tr> <td>原子炉水温</td> <td>52℃</td> <td>残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) での炉水側の設定温度を想定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>大気圧</td> <td>原子炉圧力容器の開放を想定</td> </tr> <tr> <td>プールゲートの状態</td> <td>閉</td> <td>保有水が少ないプールゲート閉を想定</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">事故条件</td> <td>起因事象</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定 ミニムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量</td> <td>約 87m³/h</td> <td></td> </tr> <tr> <td>崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発</td> <td>考慮しない</td> <td>原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定</td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の開放	線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器の開放状態を想定	原子炉水位	原子炉ウエル満水	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定	原子炉水温	52℃	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) での炉水側の設定温度を想定	原子炉圧力	大気圧	原子炉圧力容器の開放を想定	プールゲートの状態	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定	事故条件	起因事象	原子炉冷却材の流出	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定 ミニムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量	原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量	約 87m ³ /h		崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	考慮しない	原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	⑤ (記載の適正化 (本文と整合させて項目を追加))
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																															
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器開放	線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器が開放状態を想定																																																														
	原子炉の初期水位	ウエル満水	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定																																																														
	原子炉初期水温	52℃	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) での炉水側の設定温度																																																														
	原子炉初期圧力	大気圧	原子炉圧力容器開放を想定																																																														
	プールゲート	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定																																																														
事故条件	原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量	約 87m ³ /h	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定した値																																																														
	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない	原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定																																																														
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定																																																														
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																															
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の開放	線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器の開放状態を想定																																																														
	原子炉水位	原子炉ウエル満水	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定																																																														
	原子炉水温	52℃	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) での炉水側の設定温度を想定																																																														
	原子炉圧力	大気圧	原子炉圧力容器の開放を想定																																																														
	プールゲートの状態	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定																																																														
事故条件	起因事象	原子炉冷却材の流出	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定 ミニムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量																																																														
	原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量	約 87m ³ /h																																																															
	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	考慮しない	原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定																																																														
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定																																																															
<p>表 5.3.2 主要評価条件 (原子炉冷却材の流出) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に関する機器条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量</td> <td>954m³/hにて注水</td> <td>低圧注水系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">重大事故等対策に関連する操作条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</td> <td>事象発生から 2 時間後</td> <td>事象の認知や現場操作の時間を基に、時間余裕を考慮して設定 (原子炉ウエル水位の低下を検知し、原因調査を開始する時間は事象発生から 1 時間後を想定。 漏えい箇所の特定 (放射線防護装置準備に 10 分、現場移動に 10 分、電源投入に 5 分、弁の状態確認に 1 分、計 26 分を想定) 及び隔離操作 (1 分を想定) については、時間余裕を考慮し 1 時間とする。 原子炉注水は隔離操作後を想定し、事象発生から 2 時間後とする。)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材流出の停止</td> <td>事象発生から 2 時間後</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量	954m ³ /hにて注水	低圧注水系の設計値として設定	重大事故等対策に関連する操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	事象の認知や現場操作の時間を基に、時間余裕を考慮して設定 (原子炉ウエル水位の低下を検知し、原因調査を開始する時間は事象発生から 1 時間後を想定。 漏えい箇所の特定 (放射線防護装置準備に 10 分、現場移動に 10 分、電源投入に 5 分、弁の状態確認に 1 分、計 26 分を想定) 及び隔離操作 (1 分を想定) については、時間余裕を考慮し 1 時間とする。 原子炉注水は隔離操作後を想定し、事象発生から 2 時間後とする。)	原子炉冷却材流出の停止	事象発生から 2 時間後		<p>第 5.3.2 表 主要評価条件 (原子炉冷却材の流出) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要評価条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重大事故等対策に関する機器条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</td> <td>954m³/hにて注水</td> <td>低圧注水系の設計値として設定</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">重大事故等対策に関連する操作条件</td> <td>残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水</td> <td>事象発生から 2 時間後</td> <td>原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定 (原子炉水位の低下を検知し、原因調査を開始する時間は事象発生から 1 時間後を想定。 漏えい箇所の特定 (放射線防護装置準備に 10 分、現場移動に 10 分、電源投入に 5 分、弁の状態確認に 1 分、計 26 分を想定) 及び隔離操作 (1 分を想定) については、時間余裕を考慮し 1 時間とする。 原子炉注水は隔離操作後を想定し、事象発生から 2 時間後とする。)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材流出の停止</td> <td>事象発生から 2 時間後</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要評価条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	954m ³ /hにて注水	低圧注水系の設計値として設定	重大事故等対策に関連する操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定 (原子炉水位の低下を検知し、原因調査を開始する時間は事象発生から 1 時間後を想定。 漏えい箇所の特定 (放射線防護装置準備に 10 分、現場移動に 10 分、電源投入に 5 分、弁の状態確認に 1 分、計 26 分を想定) 及び隔離操作 (1 分を想定) については、時間余裕を考慮し 1 時間とする。 原子炉注水は隔離操作後を想定し、事象発生から 2 時間後とする。)	原子炉冷却材流出の停止	事象発生から 2 時間後		⑤																																	
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																															
重大事故等対策に関する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水流量	954m ³ /hにて注水	低圧注水系の設計値として設定																																																														
重大事故等対策に関連する操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	事象の認知や現場操作の時間を基に、時間余裕を考慮して設定 (原子炉ウエル水位の低下を検知し、原因調査を開始する時間は事象発生から 1 時間後を想定。 漏えい箇所の特定 (放射線防護装置準備に 10 分、現場移動に 10 分、電源投入に 5 分、弁の状態確認に 1 分、計 26 分を想定) 及び隔離操作 (1 分を想定) については、時間余裕を考慮し 1 時間とする。 原子炉注水は隔離操作後を想定し、事象発生から 2 時間後とする。)																																																														
	原子炉冷却材流出の停止	事象発生から 2 時間後																																																															
項目	主要評価条件	条件設定の考え方																																																															
重大事故等対策に関する機器条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	954m ³ /hにて注水	低圧注水系の設計値として設定																																																														
重大事故等対策に関連する操作条件	残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水	事象発生から 2 時間後	原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定 (原子炉水位の低下を検知し、原因調査を開始する時間は事象発生から 1 時間後を想定。 漏えい箇所の特定 (放射線防護装置準備に 10 分、現場移動に 10 分、電源投入に 5 分、弁の状態確認に 1 分、計 26 分を想定) 及び隔離操作 (1 分を想定) については、時間余裕を考慮し 1 時間とする。 原子炉注水は隔離操作後を想定し、事象発生から 2 時間後とする。)																																																														
	原子炉冷却材流出の停止	事象発生から 2 時間後																																																															

変更前	変更後	変更理由
<p>5.4 反応度の誤投入</p> <p>5.4.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において, 燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「反応度の誤投入」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では, 運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって, 燃料に反応度が投入されることを想定する。このため, 緩和措置がとられない場合には原子炉は臨界に達し, 急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 反応度の誤投入により, 原子炉が臨界に達することによって, 燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 安全保護機能及び原子炉停止機能に対する設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 異常な反応度の投入に対して制御棒引き抜きの制限及びスクラムによる負の反応度の投入により, 未臨界を確保し, 燃料損傷の防止を図る。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対しては, 燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 制御棒引抜阻止機能により制御棒の引き抜きを阻止し, 出力の異常上昇を未然に防止するとともに, 原子炉停止機能により原子炉をスクラムし, 未臨界とする。対応手順の概要を図 5.4.1 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操作手順の関係を表 5.4.1 に示す。</p> <p>本事故シーケンスにおいては, 重大事故等対策はすべて自動で作動するため, 対応に必要な要員は不要である。</p> <p>なお, スクラム動作後の原子炉の状態確認において, 中央制御室の運転</p>	<p>5.4 反応度の誤投入</p> <p>5.4.1 事故シーケンスグループの特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に含まれる事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「反応度の誤投入」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では, 原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって, 燃料に反応度が投入されることを想定する。このため, 緩和措置がとられない場合には, 原子炉は臨界に達し, 急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは, 臨界又は臨界近傍の炉心において反応度の誤投入により, 原子炉出力が上昇することによって, 燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため, 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には, 安全保護機能及び原子炉停止機能に対する設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって, 本事故シーケンスグループでは, 異常な反応度の投入に対して制御棒引き抜きの制限及びスクラムによる負の反応度の投入により, 未臨界を確保し, 燃料損傷の防止を図る。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.1)</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して, 燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 制御棒引抜阻止機能により制御棒の引き抜きを阻止し, 出力の異常上昇を未然に防止するとともに, 原子炉停止機能により原子炉をスクラムし, 未臨界とする。手順の概要を第 5.4.1 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操作手順の関係を第 5.4.1 表に示す。</p> <p>本事故シーケンスにおいては, 重大事故等対策はすべて自動で作動するため, 対応に必要な要員は不要である。</p> <p>なお, スクラム動作後の原子炉の状態確認において, 中央制御室の運転</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>員1名で実施可能である。</p> <p>a. 誤操作による反応度誤投入 運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。 原子炉の臨界を確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタである。</p> <p>b. 反応度誤投入後のスクラム 制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期20秒）信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉周期短（原子炉周期10秒）信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタである。</p> <p>5.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知できずに臨界に至る事故」である。 運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モードスイッチを燃料交換位置として、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。 しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モードスイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する場合がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッ</p>	<p>員1名で実施可能である。</p> <p>a. 誤操作による反応度誤投入 運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。 制御棒の誤引き抜き等による反応度の誤投入を確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタである。</p> <p>b. 反応度誤投入後のスクラム 制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期20秒）による制御棒引抜阻止信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉周期短（原子炉周期10秒）による原子炉スクラム信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、起動領域モニタである。</p> <p>5.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」である。 運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モードスイッチを燃料取替位置として、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。 しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モードスイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する場合がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>チ又はステップ操作とし, 中性子束の監視を行いながら実施している。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 誤操作によって過剰な制御棒の引き抜きが行なわれることにより臨界に至る反応度が投入されるため, 炉心における核分裂出力, 出力分布変化, 反応度フィードバック効果, 制御棒反応度効果, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 沸騰遷移が重要現象となる。</p> <p>よって, この現象を適切に評価することが可能である反応度投入事象解析コード APEX により炉心平均中性子束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, 本重要事故シーケンスにおける評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>さらに, 解析コード及び解析条件の不確かさのうち, 評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては, 「5.4.3(3) 感度解析」において, それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要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表 5.4.2 に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 炉心状態</p> <p>燃料交換後における余剰反応度の大きな炉心での事象発生を想定して, 評価する炉心状態は, 平衡炉心のサイクル初期とする。</p> <p>(b) 実効増倍率</p> <p>事象発生前の炉心の実効増倍率は 1.0 とする。</p> <p>(c) 原子炉出力, 原子炉圧力, 燃料被覆管表面温度及び冷却材温度</p> <p>事象発生前の原子炉出力は定格値の 10^{-8}, 原子炉圧力は 0.0MPa[gage], 燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は 20°C とする。また, 燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO₂ とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p>	<p>チ又はステップ操作とし, 中性子束の監視を行いながら実施している。</p> <p>本重要事故シーケンスでは, 誤操作によって制御棒の引き抜きが行なわれることにより異常な反応度が投入されるため, 炉心における核分裂出力, 出力分布変化, 反応度フィードバック効果, 制御棒反応度効果, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 沸騰遷移が重要現象となる。</p> <p>よって, この現象を適切に評価することが可能である反応度投入事象解析コード APEX により炉心平均中性子束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, 本重要事故シーケンスにおける評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>さらに, 解析コード及び解析条件の不確かさのうち, 評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては, 「5.4.3(3) 感度解析」において, それらの不確かさを考慮した影響評価を実施する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要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 5.4.2 表に示す。また, 主要な解析条件について, 本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 炉心状態</p> <p>燃料交換後における余剰反応度の大きな炉心での事象発生を想定して, 評価する炉心状態は, 平衡炉心のサイクル初期とする。</p> <p>(b) 実効増倍率</p> <p>事象発生前の炉心の実効増倍率は 1.0 とする。</p> <p>(c) 原子炉出力, 原子炉圧力, 燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度</p> <p>事象発生前の原子炉出力は定格値の 10^{-8}, 原子炉圧力は 0.0MPa[gage], 燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材の温度は 20°C とする。また, 燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO₂ とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引抜されている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。</p> <p>(b) 誤引き抜きされる制御棒</p> <p>誤引き抜きされる制御棒は、事象を厳しく評価するため、最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒 1 本の反応度値は約 1.04%Δk である。引抜制御棒反応度曲線を図 5.4.2 に示す。</p> <p>なお、通常、制御棒 1 本が全引抜されている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理※している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した。</p> <p>※ 臨界近接時における制御棒の最大反応度値は 1.0%Δk 以下となるよう管理制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引き抜き不許可のインターロック、停止時冷温臨界試験での引き抜き制御棒値の管理等を実施</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となる。外部電源が失われた状態では反応度誤投入事象が想定できないことも踏まえ、外部電源は使用できるものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 制御棒の引抜速度</p> <p>制御棒は、引抜速度の上限値 33mm/s にて連続で引き抜かれ※、起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期 20 秒）で引き抜きを阻止されるものとする。引抜制御棒反応度曲線を図 5.4.2 に示す。</p>	<p>起因事象として、運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引抜されている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。</p> <p>(b) 誤引き抜きされる制御棒</p> <p>誤引き抜きされる制御棒は、投入される反応度を厳しく評価するため、最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒 1 本の反応度値は約 1.04%Δk である。引抜制御棒反応度曲線を第 5.4.2 図に示す。</p> <p>なお、通常、制御棒 1 本が全引抜されている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないように管理^{※1}している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した。</p> <p>※1 臨界近接時における制御棒の最大反応度値は 1.0%Δk 以下となるように管理。また、制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引抜阻止のインターロック、停止時冷温臨界試験での引抜制御棒値の管理等を実施。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となる。外部電源が失われた状態では反応度誤投入事象が想定できないことも踏まえ、外部電源は使用できるものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 制御棒の引抜速度</p> <p>制御棒は、引抜速度の上限値 33mm/s にて連続で引き抜かれ^{※2}、起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）による制御棒引抜阻止信号で引き抜きを阻止されるものとする。引抜制御棒反応度曲線を第 5.4.2 図に示す。なお、制御棒引抜阻止信号の発生を想定する際の起動領域モニタのバイパス状態は、A, B, C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。</p> <p>※2 複数の制御棒を引き抜く試験において、対象制御棒が想定以上</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 原子炉スクラム信号</p> <p>原子炉スクラムは、起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期 10 秒）によるものとする。スクラム反応度曲線を図 5.4.3 に示す。</p> <p>※ 複数の制御棒を引き抜く試験において、対象制御棒が想定以上に引き抜かれた際も未臨界を維持できる、又は臨界を超えて大きな反応度が投入されないと判断させる場合にのみ、制御棒の連続引き抜きの実施が可能な手順としている。そのため、ここでは人的過誤等によって連続引き抜きされることを想定する。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員操作に関する条件はない。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの対応手順の概要を図 5.4.1 に、炉心平均中性子束の推移を図 5.4.4 に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>制御棒の引き抜き開始から約 30 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期 20 秒）が発生し、制御棒の引き抜きが阻止される。この時、投入される反応度は約 0.55 ドル（投入反応度最大値:0.34%Δk）である。反応度投入事象には至らず、燃料エンタルピ増加に伴う燃料の破損は生じない。</p> <p>また、制御棒の引き抜き開始から約 58 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号（原子炉周期 10 秒）が発生して、原子炉がスクラムし、原子炉出力は定格値の約 1.0×10^{-4} まで上昇するにとどまる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>制御棒の引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される。なお、原子炉水位</p>	<p>に引き抜かれた際も未臨界を維持できる、又は臨界を超えて大きな反応度が投入されないと判断される場合にのみ、制御棒の連続引き抜きの実施が可能な手順としている。そのため、ここでは人的過誤等によって連続引き抜きされることを想定する。</p> <p>(b) 原子炉スクラム信号</p> <p>起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）による原子炉スクラム信号は原子炉出力が中間領域に到達することで発生する。スクラム反応度曲線を第 5.4.3 図に示す。なお、原子炉スクラム信号の発生を想定する際の起動領域モニタのバイパス状態は、A, B, C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員操作に関する条件はない。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける炉心平均中性子束の推移を第 5.4.4 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>制御棒の引き抜き開始から約 30 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）による制御棒引抜阻止信号が発生し、制御棒の引き抜きが阻止される。この時、投入される反応度は約 0.55 ドル（投入反応度最大値:0.33%Δk）である。反応度投入事象には至らず、燃料エンタルピ増加に伴う燃料の破損は生じない。</p> <p>また、制御棒の引き抜き開始から約 58 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）による原子炉スクラム信号が発生して、原子炉がスクラムし、原子炉出力は定格値の約 1.0×10^{-4} まで上昇するにとどまる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.2, 5.4.3)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>制御棒の引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される。なお、原子炉水位</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤ (評価の見直し (桁数処理))</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>に有意な変動はないため、有効燃料棒頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.2)</p> <p>5.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスは、自動作動する安全保護系及び原子炉停止系により、自動的に制御棒の引き抜きを阻止、原子炉をスクラムすることで、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はなく、操作時間が与える影響等は不要である。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、実験にて7~9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>制御棒反応度の不確かさは約9%と評価されていることから、これ</p>	<p>に有意な変動はないため、有効燃料棒頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維持される。</p> <p>本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.4)</p> <p>5.4.3 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>本重要事故シーケンスは、自動作動する安全保護系及び原子炉緊急停止系により、自動的に制御棒の引き抜きを阻止し、原子炉をスクラムすることで、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はなく、操作時間が与える影響等は不要である。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないことから、運転員操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>ドップラ反応度フィードバックの不確かさとして、実験により解析コードは7~9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p>制御棒反応度の不確かさは約9%と評価されていることから、これ</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>を踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.3)</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、表5.4.2に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心状態, 実効増倍率, 燃料被覆管表面温度及び冷却材温度, 制御棒引抜阻止, スクラム信号に関する影響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>本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心状態においては装荷炉心毎に制御棒反応度価値やスクラム反応度等の特性が変化するため、投入反応度が大きくなる恐れはある。そのため、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(5) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」にて、投入される反応度について確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>実効増倍率について0.99の場合は、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、また投入される反応度も0.07ドルと小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期出力は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期出力の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期出力の不確かさの影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>を踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子の不確かさは約 4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.5)</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5.4.2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確認する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目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>本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心状態においては装荷炉心ごと^⑤に制御棒反応度価値やスクラム反応度等の特性が変化するため、投入反応度が大きくなるおそれがある。そのため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」にて、投入される反応度について確認している。</p> <p>実効増倍率が0.99の場合は、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、また投入される反応度も0.07ドルと小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期出力は炉心状態ごと^⑤に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期出力の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期出力の不確かさの影響を確認している。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>初期燃料温度は炉心状態毎に異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが, 「(5) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において, 初期燃料温度の不確かさの影響を確認しており, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>制御棒引抜阻止及びスクラム信号について NMS トリップ選択スイッチが初装荷の場合は計数率高信号による制御棒引抜阻止機能, 計数率高高信号によるスクラム機能に期待できる。こちらに期待した場合のスクラムまでの時間は約46秒後となり, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>b. 操作条件 本重要事故シーケンスは, 「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり, 運転員等操作には期待しないため, 運転員操作に関する条件はない。 (添付資料 5.4.3)</p> <p>(3) 感度解析 解析コードの不確かさによりドップラ反応度フィードバック効果と制御棒反応度効果は評価項目となるパラメータに影響を与えることから本重要事故シーケンスにおいて感度解析を実施する。 ドップラ反応度フィードバック効果を±10%とした場合においても投入される反応度は0.55ドルとベースケースと比べて殆ど差異なく, また制御棒反応度を±10%とした場合においても投入される反応度は0.53ドル, 0.56ドルであり, これらの不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がない。 (添付資料 5.4.3)</p> <p>(4) 操作時間余裕の把握 本重要事故シーケンスは, 「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり, 運転員等操作には期待しないため, 操作時間余裕に関する影響</p>	<p>初期燃料温度は炉心状態ごと異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが, 「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において, 初期燃料温度の不確かさの影響を確認している。</p> <p>制御棒引抜阻止及びスクラム信号について原子炉核計装トリップ選択スイッチが初装荷の場合は計数率高信号による制御棒引抜阻止機能及び計数率高高信号によるスクラム機能に期待できる。計数率高高信号によるスクラム機能に期待した場合のスクラムまでの時間は約57秒後となることから, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>b. 操作条件 本重要事故シーケンスは, 「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり, 運転員等操作には期待しないため, 運転員操作に関する条件はない。 (添付資料 5.4.5)</p> <p>(3) 感度解析 解析コードの不確かさによりドップラ反応度フィードバック効果と制御棒反応度効果は評価項目となるパラメータに影響を与えることから本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。 ドップラ反応度又はスクラム反応度を±10%とした場合においても投入される反応度は0.55ドルとベースケースと比べて殆ど差異がない結果である。また引抜制御棒反応度を±10%とした場合においても投入される反応度は0.56ドル, 0.53ドル, 実効遅発中性子割合を±10%とした場合において投入される反応度は0.53ドル, 0.56ドルとなる。以上より, これらの不確かさを考慮しても反応度投入事象には至らず, 燃料エンタルピ増加に伴う燃料の破損は生じないことから, 評価項目を満足する。 (添付資料 5.4.5)</p> <p>(4) 操作時間余裕の把握 本重要事故シーケンスは, 「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり, 運転員等操作には期待しないことから, 操作時間余裕に関する</p>	<p>⑤</p> <p>③ (概算計算を詳細な評価で実施したことによる数値の見直し)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (振り幅が大きい側のみを記載していたが小さい側の数値を追記)</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>はない。</p> <p>(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価 解析条件の不確かさにより投入される反応度が大きくなることも考えられ, 評価項目となるパラメータに影響を与えることから, 炉心状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響について確認した。以下の 2 つの保守的な想定をした評価においても, 投入される反応度は約 0.7 ドル以下にとどまることから, 不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過渡解析「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」に示すように 3.5% Δk の値を有する制御棒グループが引き抜かれる場合 ・サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において B 型平衡炉心の反応度印加率を包含する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合 <p>初期出力は炉心状態毎に異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。定格の 10⁻⁸ の 10 倍及び 1/10 倍とした場合の感度解析を行い, 有効性評価での結果 (0.55 ドル) と大きく差異がない, 0.55 ドル (10 倍) 及び 0.54 ドル (1/10 倍) であることから, 初期出力の不確かさが与える影響は小さい。</p> <p>初期燃料温度は炉心状態毎に異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を 60℃とした場合の感度解析を実施し, 有効性評価での結果 (0.55 ドル) と大きく差異がない, 0.57 ドルであることから, 初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.3)</p> <p>(6) まとめ 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。感度解析結果より, 不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。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</p>	<p>影響はない。</p> <p>(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価 解析条件の不確かさにより投入される反応度が大きくなることも考えられ, 評価項目となるパラメータに影響を与えることから, 炉心状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響について確認した。以下の 2 つの保守的な想定をした評価においても, 投入される反応度は約 0.7 ドル以下にとどまることから, 不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・過渡解析「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」に示すように 3.5% Δk の値を有する制御棒グループが引き抜かれる場合 ・サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において, 9×9 燃料 (B 型) 平衡炉心の反応度印加率を包絡する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合 <p>初期出力は炉心状態ごとに異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。定格の 10⁻⁸ の 10 倍及び 1/10 倍とした場合の感度解析を行い, 有効性評価での結果 (0.55 ドル) と大きく差異がなく, 0.55 ドル (10 倍) 及び 0.54 ドル (1/10 倍) であることから, 初期出力の不確かさが与える影響は小さい。</p> <p>初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を 60℃とした場合の感度解析を実施し, 有効性評価での結果 (0.55 ドル) と大きく差異がない, 0.57 ドルであることから, 初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.4.5, 5.4.6)</p> <p>(6) まとめ 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, 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p>

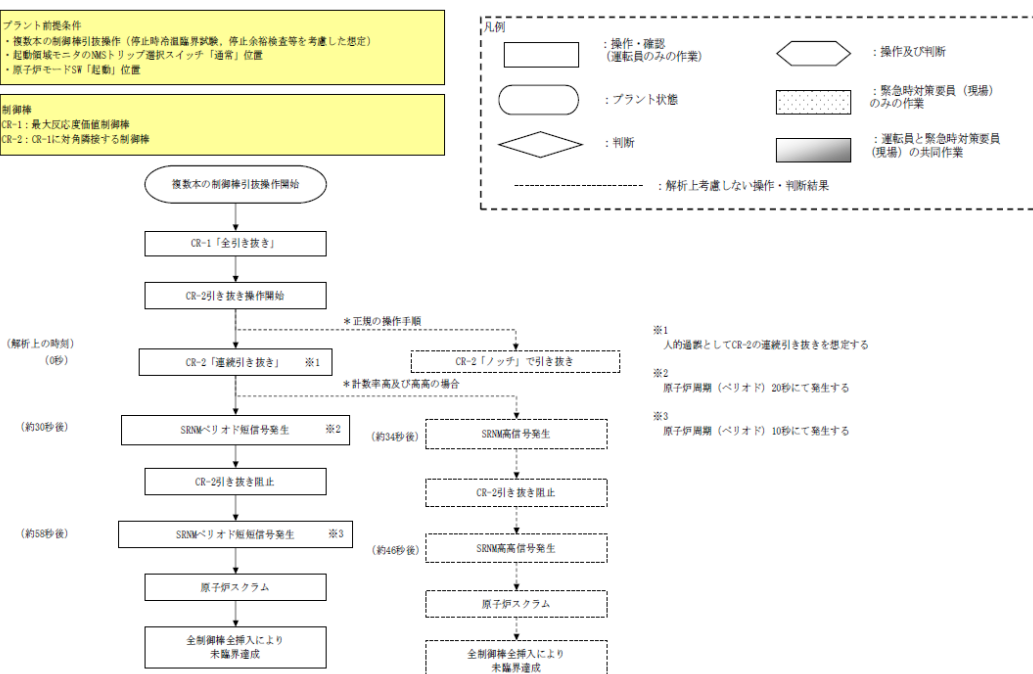
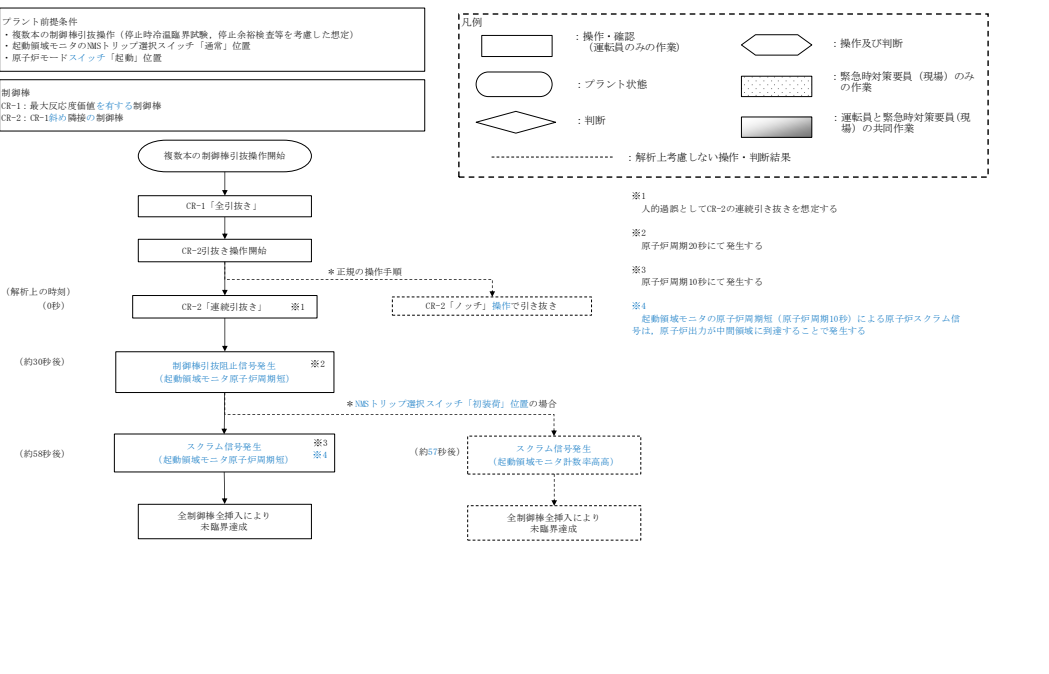
①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>影響等を考慮した場合においても, 自動作動する安全保護系及び原子炉停止系により, 自動的に制御棒の引き抜きを阻止, 原子炉スクラムすることで, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>5.4.4 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>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において, 重大事故等対策は自動で作動するため, 対応に必要な要員はいない。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において, 必要な水源, 燃料及び電源の評価結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 水源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では, 原子炉注水は想定していない。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では, 燃料の使用は想定していない。</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では, 外部電源喪失は想定していない。</p> <p>5.4.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では, 誤操作により過剰な制御棒の引き抜きが行われ, 臨界に至る反応度が投入されることで, 原子炉が臨界に達し燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては, 原子炉停止機能を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「最大反応度価値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が全引き抜きされている状態から, その隣接制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ, 臨界に至る事故」について有効性評価</p>	<p>5.4.4 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>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において, 重大事故等対策は自動で作動するため, 対応に必要な要員はいない。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において, 必要な水源, 燃料及び電源の評価結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 水源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では, 原子炉注水は想定していない。</p> <p>b. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では, 燃料の使用は想定していない。</p> <p>c. 電源</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では, 外部電源喪失は想定していない。</p> <p>5.4.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では, 誤操作により過剰な制御棒の引き抜きが行われ, 臨界に至る反応度が投入されることで, 原子炉が臨界に達し燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては, 原子炉停止機能を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「最大反応度価値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が全引き抜きされている状態から, その隣接制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ, 臨界に至る事故」について有効性評価を</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

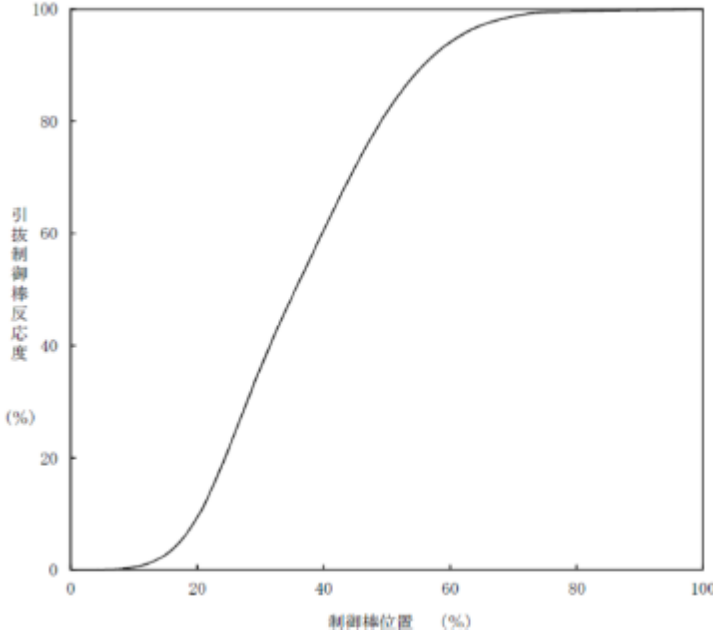
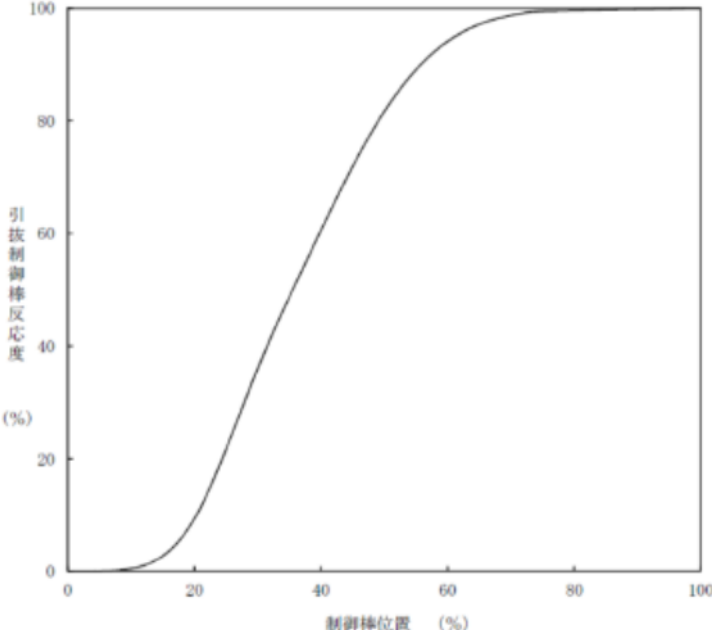
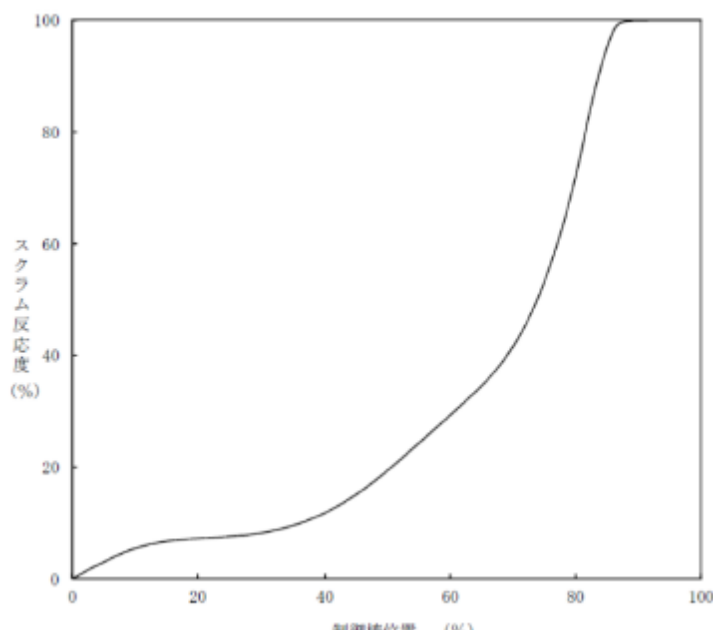
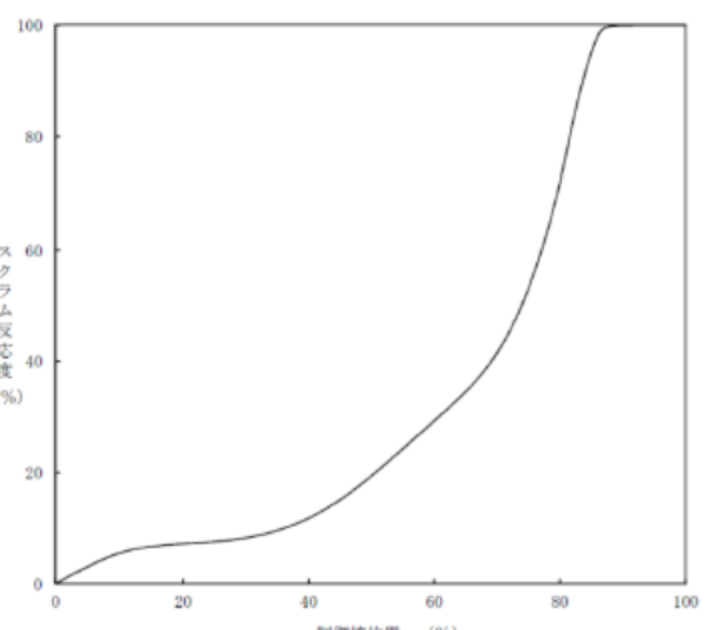
- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉停止機能により、燃料が損傷することはなく、未臨界を維持することが可能である。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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>評価条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける6号及び7号炉同時の重大事故等対策は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の運転員1名で実施可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、原子炉停止機能の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。</p>  <p>図 5.4.1 反応度の誤投入時の対応手順の概要</p>	<p>行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉停止機能により、燃料が損傷することはなく、未臨界を維持することが可能である。</p> <p>その結果、有効燃料棒頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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>解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>本事故シーケンスグループにおける6号及び7号炉同時の重大事故等対策は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の運転員1名で実施可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉停止機能の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。</p>  <p>第 5.4.1 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>③ (概算計算を詳細な評価で実施したことによる数値の見直し)</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
 <p>図 5.4.2 反応度の誤投入における引抜制御棒反応度曲線</p>	 <p>第 5.4.2 図 引抜制御棒反応度曲線</p>	⑤
 <p>図 5.4.3 反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線</p>	 <p>第 5.4.3 図 スクラム反応度曲線</p>	⑤

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由																																				
<p>図 5.4.4 炉心平均中性子束の推移</p>	<p>第 5.4.4 図 炉心平均中性子束の推移</p>	<p>⑤</p>																																				
<p>表 5.4.1 反応度の誤投入時における重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">操作</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>誤操作による反応度誤投入</td> <td>運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>反応度誤投入後のスクラム確認</td> <td>制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>起動領域モニタ</td> </tr> </tbody> </table>	判断及び操作	操作	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	計装設備	誤操作による反応度誤投入	運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。	-	-	起動領域モニタ	反応度誤投入後のスクラム確認	制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。	-	-	起動領域モニタ	<p>第 5.4.1 表 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">判断及び操作</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">有効性評価上期待する事故対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>誤操作による反応度誤投入</td> <td>運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>起動領域モニタ</td> </tr> <tr> <td>反応度誤投入後のスクラム確認</td> <td>制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）による制御棒引き抜き阻止信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉出力が中間領域に到達後、原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）による原子炉スクラム信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>起動領域モニタ</td> </tr> </tbody> </table>	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	計装設備	誤操作による反応度誤投入	運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。	-	-	起動領域モニタ	反応度誤投入後のスクラム確認	制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）による制御棒引き抜き阻止信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉出力が中間領域に到達後、原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）による原子炉スクラム信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。	-	-	起動領域モニタ	<p>⑤</p>
判断及び操作			操作	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		計装設備																																		
誤操作による反応度誤投入	運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。	-	-	起動領域モニタ																																		
反応度誤投入後のスクラム確認	制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。	-	-	起動領域モニタ																																		
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	計装設備																																		
誤操作による反応度誤投入	運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。	-	-	起動領域モニタ																																		
反応度誤投入後のスクラム確認	制御棒の誤操作による反応度の投入により、原子炉周期短（原子炉周期 20 秒）による制御棒引き抜き阻止信号が発生し、制御棒の引き抜きは阻止される。さらに、原子炉出力が中間領域に到達後、原子炉周期短（原子炉周期 10 秒）による原子炉スクラム信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。	-	-	起動領域モニタ																																		

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由																																												
<p>表 5.4.2 主要解析条件 (反応度の誤投入) (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>APEX</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">初期条件</td> <td>炉心状態</td> <td>9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱水力学的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定</td> </tr> <tr> <td>実効増倍率</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>初期出力</td> <td>定格出力の10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>初期原子炉圧力</td> <td>0.0MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度</td> <td>20℃</td> </tr> <tr> <td>初期燃料エンタルピ</td> <td>8kJ/kgUO₂</td> </tr> <tr> <td rowspan="1">事故条件</td> <td>起回事象</td> <td>制御棒の誤引き抜き 運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理[※]している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：臨界近接時における制御棒の最大反応度値は1.0%Δk以下であること</p>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	APEX	-	初期条件	炉心状態	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱水力学的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定	実効増倍率	1.0	初期出力	定格出力の10 ⁻⁸	初期原子炉圧力	0.0MPa[gage]	燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度	20℃	初期燃料エンタルピ	8kJ/kgUO ₂	事故条件	起回事象	制御棒の誤引き抜き 運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理 [※] している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した	<p>第 5.4.2 表 主要解析条件 (反応度の誤投入) (1/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>解析コード</td> <td>APEX</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">初期条件</td> <td>炉心状態</td> <td>9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱水力学的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定</td> </tr> <tr> <td>実効増倍率</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>原子炉出力</td> <td>定格出力の10⁻⁸</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>大気圧</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度</td> <td>20℃</td> </tr> <tr> <td>燃料エンタルピ</td> <td>8kJ/kgUO₂</td> </tr> <tr> <td rowspan="1">事故条件</td> <td>起回事象</td> <td>制御棒の誤引き抜き 運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	APEX	-	初期条件	炉心状態	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱水力学的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定	実効増倍率	1.0	原子炉出力	定格出力の10 ⁻⁸	原子炉圧力	大気圧	燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度	20℃	燃料エンタルピ	8kJ/kgUO ₂	事故条件	起回事象	制御棒の誤引き抜き 運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する	⑤
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																
解析コード	APEX	-																																																
初期条件	炉心状態	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱水力学的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定																																																
	実効増倍率	1.0																																																
	初期出力	定格出力の10 ⁻⁸																																																
	初期原子炉圧力	0.0MPa[gage]																																																
	燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度	20℃																																																
	初期燃料エンタルピ	8kJ/kgUO ₂																																																
事故条件	起回事象	制御棒の誤引き抜き 運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理 [※] している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した																																																
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																
解析コード	APEX	-																																																
初期条件	炉心状態	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)の熱水力学的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定																																																
	実効増倍率	1.0																																																
	原子炉出力	定格出力の10 ⁻⁸																																																
	原子炉圧力	大気圧																																																
	燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度	20℃																																																
	燃料エンタルピ	8kJ/kgUO ₂																																																
事故条件	起回事象	制御棒の誤引き抜き 運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する																																																
<p>表 5.4.2 主要解析条件 (反応度の誤投入) (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">事故条件</td> <td>誤引き抜きされる制御棒</td> <td>最大反応度値制御棒及びその斜め隣接の制御棒 制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引き抜き不許可のインターロックや停止時冷温臨界試験での引き抜き制御棒値の管理を考慮し、斜め隣接の制御棒とする(誤引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δk)。引抜制御棒反応度曲線は図5.4.2のとおり</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり 制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定</td> </tr> </tbody> </table>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	事故条件	誤引き抜きされる制御棒	最大反応度値制御棒及びその斜め隣接の制御棒 制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引き抜き不許可のインターロックや停止時冷温臨界試験での引き抜き制御棒値の管理を考慮し、斜め隣接の制御棒とする(誤引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δk)。引抜制御棒反応度曲線は図5.4.2のとおり	外部電源	外部電源あり 制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定	<p>第 5.4.2 表 主要解析条件 (反応度の誤投入) (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">事故条件</td> <td>誤引き抜きされる制御棒</td> <td>最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒 投入される反応度を厳しく評価する観点から設定 なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理[※]している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定 制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引抜阻止のインターロックや停止時冷温臨界試験での引抜制御棒値の管理等を考慮し、斜め隣接の制御棒とし、引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δkとする</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり 制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：臨界近接時における制御棒の最大反応度値は1.0%Δk以下であること</p>			項目	主要解析条件	条件設定の考え方	事故条件	誤引き抜きされる制御棒	最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒 投入される反応度を厳しく評価する観点から設定 なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理 [※] している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定 制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引抜阻止のインターロックや停止時冷温臨界試験での引抜制御棒値の管理等を考慮し、斜め隣接の制御棒とし、引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δkとする	外部電源	外部電源あり 制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定	⑤ (本文との記載の整合)																												
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																
事故条件	誤引き抜きされる制御棒	最大反応度値制御棒及びその斜め隣接の制御棒 制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引き抜き不許可のインターロックや停止時冷温臨界試験での引き抜き制御棒値の管理を考慮し、斜め隣接の制御棒とする(誤引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δk)。引抜制御棒反応度曲線は図5.4.2のとおり																																																
	外部電源	外部電源あり 制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定																																																
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																
事故条件	誤引き抜きされる制御棒	最大反応度値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒 投入される反応度を厳しく評価する観点から設定 なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理 [※] している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定 制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引抜阻止のインターロックや停止時冷温臨界試験での引抜制御棒値の管理等を考慮し、斜め隣接の制御棒とし、引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δkとする																																																
	外部電源	外部電源あり 制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定																																																

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

- ①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前			変更後			変更理由
表 5.4.2 主要解析条件 (反応度の誤投入) (3/3)			第 5.4.2 表 主要解析条件 (反応度の誤投入) (3/3)			⑤
重大事故等対策に関連する機器条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	制御棒の引抜速度	33mm/ s	引抜速度の上限値として設定	制御棒の引抜速度	33mm/ s	引抜速度の上限値として設定
	起動領域モニタのバイパス状態	A, B, C グループそれぞれ 1 個ずつ	A, B, C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする	起動領域モニタのバイパス状態	A, B, C グループそれぞれ 1 個ずつ	A, B, C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする
	制御棒引抜阻止条件	原子炉周期短信号 (原子炉周期 20 秒)	SRNM の制御棒引抜き阻止機能により設定*	制御棒引抜阻止条件	原子炉周期短信号 (原子炉周期 20 秒)	起動領域モニタの制御棒引抜阻止機能により設定* ^{※1}
スクラム信号	原子炉周期短信号 (原子炉周期 10 秒)	NMS トリップ選択スイッチを通常とした場合の SRNM のスクラム機能により設定*	原子炉スクラム信号	原子炉周期短信号 (原子炉周期 10 秒) ^{※2}	原子炉核計装トリップ選択スイッチを「通常」とした場合の起動領域モニタの原子炉スクラム機能により設定*	
<p>※ 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する際において、当直長らが最初の制御棒引き抜き開始前に原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないこと (指示値の異常有無確認, 定期事業者検査安全保護系設定値確認検査 (核計測装置) 等), 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力等を確認することで, 必要な安全保護系が正常に動作することを確認する運用となっている。そのため, 本事象においても制御棒引抜阻止条件やスクラム信号の機能に期待できる。</p>			<p>※1 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する際において、当直長らが最初の制御棒引き抜き開始前に原子炉緊急停止系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないこと (指示値の異常有無確認, 定期事業者検査安全保護系設定値確認検査 (核計測装置) 等), 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力等を確認することで, 必要な安全保護系が正常に動作することを確認する運用となっている。そのため, 本事象においても制御棒引抜阻止条件やスクラム信号の機能に期待できる。</p> <p>※2 起動領域モニタの原子炉周期短 (原子炉周期 10 秒) による原子炉スクラム信号は原子炉出力が中間領域に到達することで発生する。</p>			

変更前	変更後	変更理由
<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>(1) 要員の評価条件</p> <p>a. 各事故シーケンスにおける要員については, 保守的に6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。</p> <p>b. 参集要員に期待しない事故シーケンスにおいては, 中央制御室の当直長, 当直副長, 運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員により, 必要な作業対応が可能であることを評価する。</p> <p>また, 参集要員に期待する事故シーケンスにおいて, 事象発生10時間までは, 中央制御室の運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員のみにより必要な作業対応が可能であること, さらに事象発生10時間以降は発電所構外から招集される参集要員についても考慮して, 必要な作業対応が可能であることを評価する。なお, 発電所構外から招集される参集要員については, 実際の運用では集まり次第, 作業対応が可能であるが, 評価上は事象発生10時間以前の参集要員による作業対応は見込まないものとする。</p> <p>c. 可搬型設備操作において, 可搬型設備を事象発生から12時間までは機能に期待しないと仮定するため, その使用開始を12時間後として要員を評価する。</p> <p>(2) 資源の評価条件</p> <p>a. 全般</p> <p>(a) 重大事故等対策の有効性評価において, 通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源, 燃料及び電源に関する評価を実施する。また, 前提として, 有効性評価の条件(各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件)を考慮する。</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>(1) 要員の評価条件</p> <p>a. 各事故シーケンスにおける要員については, 保守的に6号及び7号炉同時の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。</p> <p>b. 参集要員に期待しない事故シーケンスにおいては, 中央制御室の当直長, 当直副長, 運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員により, 必要な作業対応が可能であることを評価する。</p> <p>また, 参集要員に期待する事故シーケンスにおいて, 事象発生10時間までは, 中央制御室の運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員のみにより必要な作業対応が可能であること, さらに事象発生10時間以降は発電所構外から召集される参集要員についても考慮して, 必要な作業対応が可能であることを評価する。なお, 発電所構外から召集される参集要員については, 実際の運用では集まり次第, 作業対応が可能であるが, 評価上は事象発生10時間以前の参集要員による作業対応は見込まないものとする。</p> <p>c. 可搬型設備操作において, 可搬型設備を事象発生から12時間までは機能に期待しないと仮定するため, その使用開始を12時間後として要員を評価する。ただし, 要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 資源の評価条件</p> <p>a. 全般</p> <p>(a) 重大事故等対策の有効性評価において, 通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源, 燃料及び電源に関する評価を実施する。また, 前提として, 有効性評価の条件(各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件)を考慮する。</p>	<p>⑤</p> <p>④(可搬型設備の運用方針の変更)</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 水源, 燃料及び電源に関する評価において, 淡水貯水池, ガスタービン発電機用燃料タンク及び常設代替交流電源設備は, 6号及び7号炉で共用していることから, その合計の消費量を評価する。</p> <p>b. 水源</p> <p>(a) 炉心及び原子炉格納容器への注水において, 水源となる復水貯蔵槽の保有水量(約 1,700m³:有効水量)が, 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプを用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。</p> <p>(b) 復水貯蔵槽については, 淡水貯水池からの水の移送について, 可搬型代替注水ポンプを用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。</p> <p>(c) 使用済燃料プールへの注水において水源となる防火水槽については, 淡水貯水池からの水の移送について, 可搬型代替注水ポンプを用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。</p> <p>(d) 水源の評価については, 事象進展が早い重要事故シーケンスが水源(必要水量)として, 厳しい評価となることから, 重要事故シーケンス等々を評価し成立性を確認する事で, 他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。</p> <p>c. 燃料</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系専用の電源車, 代替原子炉補機冷却系用の可搬型大容量送水ポンプ, 復水貯蔵槽給水用可搬型代替注水ポンプ(A-2級), 使用済燃料プール注水用可搬型代替注水ポンプ(A-2級), 非常用ディーゼル発電機, 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機のうち, 事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料(軽油)が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。</p>	<p>(b) 水源, 燃料及び電源に関する評価において, 淡水貯水池, ガスタービン発電機用燃料タンク及び常設代替交流電源設備は, 6号及び7号炉で共用していることから, その合計の消費量を評価する。</p> <p>b. 水源</p> <p>(a) 原子炉及び原子炉格納容器への注水において, 水源となる復水貯蔵槽の保有水量(約 1,700m³:有効水量)が, 淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評価する。</p> <p>(b) 復水貯蔵槽については, 淡水貯水池からの水の移送について, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。</p> <p>(c) 使用済燃料プールへの注水において, 水源となる淡水貯水池の保有水量(約 18,000m³)が枯渇しないことを評価する。</p> <p>(d) 水源の評価については, 事象進展が早い重要事故シーケンス等が水源(必要水量)として, 厳しい評価となることから, 重要事故シーケンス等々を評価し成立性を確認することで, 他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。</p> <p>c. 燃料</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備, 代替原子炉補機冷却系専用の電源車, 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), 復水貯蔵槽給水用可搬型代替注水ポンプ(A-2級), 使用済燃料プール注水用可搬型代替注水ポンプ(A-2級), 非常用ディーゼル発電機, 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・ポスト用発電機のうち, 事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料(軽油)が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。</p>	<p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②(送水ラインの変更)</p> <p>⑤</p> <p>②(免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。</p> <p>この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油タンク（約1,020kL, 2基（6号及び7号炉それぞれ1基））の容量を考慮する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油タンク（約1,020kL, 2基（6号及び7号炉それぞれ1基））とガスタービン発電機用燃料タンク（約50kL, 4基（6号及び7号炉共用））の合計容量約2,240kLを考慮する。</p> <p>(d) 常設代替交流電源設備は、1台で6号及び7号炉の事故収束に必要な負荷への給電が可能であるが、保守的に3台分の燃料消費量で評価を行う。</p> <p>(e) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から最大負荷で連続運転することを想定し算出する。</p> <p>d. 電源</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいては常設代替交流電源設備により、有効性評価において考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量（約2,950kW）未満となることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスにおいては、非常用ディーゼル発電機からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シーケンスにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機から給電するものとして評価する。</p>	<p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては、非常用ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の評価を行う。また、外部電源喪失を想定しない場合においても、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電することを想定し、燃料消費量の確認を行う。</p> <p>この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油タンク（約1,020kL, 2基（6号及び7号炉それぞれ1基））の容量を考慮する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスについては、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、軽油タンク（約1,020kL, 2基（6号及び7号炉それぞれ1基））とガスタービン発電機用燃料タンク（約100kL）の合計容量約2,140kLを考慮する。</p> <p>(d) 常設代替交流電源設備は、2台で6号及び7号炉の事故収束に必要な負荷への給電が可能であるが、保守的に3台分の燃料消費量で評価を行う。</p> <p>(e) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。</p> <p>d. 電源</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいては常設代替交流電源設備により、有効性評価において考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量（約2,950kW）未満となることを評価する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスにおいては、非常用ディーゼル発電機からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シーケンスにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機から給電するものとして評価する。</p>	<p>②（第二GTGの位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>③（常設代替交流電源設備の負荷修正）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>(c) 各事故シーケンスにおける対策に必要な設備は、重要事故シーケンス等の対策設備に包絡されるため、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認する事で、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。</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>(1) 必要な要員の評価結果</p> <p>各事故シーケンスグループにおいて、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。</p> <p>6号及び7号炉の両号炉において、原子炉運転中を想定する。原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）のうち、事故収束に代替循環冷却を使用する場合（3.1.2）」であり、事象発生後10時間に必要な要員は30名である。必要な作業対応及び有効性評価においては考慮しないが実際に重大事故等の発生時に実施する操作をあわせても、中央制御室の運転員18名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員44名及び自衛消防隊10名の初動体制の要員72名で対処可能である。これらの要員数を時間外、休日（夜間）においても確保可能である。また、事象発生10時間以降に追加で必要な要員数は36名であり、参集要員（106名）により確保可能である。</p> <p>また、6号及び7号炉の両号炉において、原子炉運転停止中を想定する。原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「5.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、事象発生後10時間に必要な要員は18名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員10名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員44名及び自衛消防隊10名の初動体制の要員64名で対処可能である。これらの要員数を時間外、休日（夜間）においても確保可能である。なお、事象発生10時間以降に追加で必要な要員数は26名であり、参集要員（106名）により確保可能である。</p>	<p>(c) 各事故シーケンスにおける対策に必要な設備は、重要事故シーケンス等の対策設備に包絡されるため、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認することで、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。</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>(1) 必要な要員の評価結果</p> <p>各事故シーケンスグループにおいて、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。</p> <p>6号及び7号炉の両号炉において、原子炉運転中を想定する。原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」であり、事象発生後10時間に必要な要員は32名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員18名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員44名及び自衛消防隊10名の初動体制の要員72名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。また、事象発生10時間以降に追加で必要な要員数は46名であり、参集要員（106名）により確保可能である。</p> <p>また、6号及び7号炉の両号炉において、原子炉運転停止中を想定する。原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「5.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、事象発生後10時間に必要な要員は16名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員10名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員44名及び自衛消防隊10名の初動体制の要員64名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。なお、事象発生10時間以降に追加で必要な要員数は26名であり、参集要員（106名）により確保可能である。</p>	<p>④（最新の有効性評価の必要要員数の反映）</p> <p>⑤</p> <p>④（最新の有効性評価の必要要員数の反映）</p> <p>⑤</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>また、使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間において、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「4.2 想定事故2」であり、必要な要員は22名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 10 名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の初動体制の要員 64 名で対処可能である。これらの要員数を時間外、休日（夜間）においても確保可能である。</p> <p>なお、各事故シーケンスグループにおいては6号及び7号炉が共に原子炉運転中、又は原子炉運転停止中を想定しているが、片号炉において原子炉運転中、もう片号炉においては、原子炉運転停止中を想定する。ここで、片方の号炉で原子炉運転中の必要な要員数が最も多い「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）のうち、事故収束に代替循環冷却を使用する場合（3.1.2）」を、もう他方の号炉で原子炉運転停止中の必要な要員数が最も多い「4.2 想定事故 2」を想定すると、事象発生後 10 時間に必要な要員は 27 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 14 名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の初動体制の要員 68 名で対処可能である。これらの要員数を時間外、休日（夜間）においても確保可能である。また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員数は 18 名であり、参集要員（106 名）により確保可能である。 (添付資料 6.1.1, 6.2.1, 6.2.2)</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>事象発生後 7 日間は、外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。</p> <p>(1) 水源の評価結果</p> <p>a. 原子炉及び原子炉格納容器への注水</p> <p>原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）のうち、事故収束に代替循環冷却を使用しない場合（3.1.3）」である。</p>	<p>また、使用済燃料プールに燃料が取り出されている期間において、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「4.2 想定事故2」であり、必要な要員は22名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 10 名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の初動体制の要員 64 名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。</p> <p>なお、各事故シーケンスグループにおいては6号及び7号炉が共に原子炉運転中、又は原子炉運転停止中を想定しているが、片号炉において原子炉運転中、もう片号炉において原子炉運転停止中の場合を想定した場合について示す。片号炉で原子炉運転中の必要な要員数が最も多い「2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」を、もう他号炉で原子炉運転停止中の必要な要員数が最も多い「4.2 想定事故 2」を想定すると、事象発生後 10 時間に必要な要員は 27 名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員 13 名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員 44 名及び自衛消防隊 10 名の初動体制の要員 67 名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員数は 23 名であり、参集要員（106 名）により確保可能である。 (添付資料 6.1.1, 6.2.1, 6.2.2)</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>事象発生後 7 日間は、外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。</p> <p>(1) 水源の評価結果</p> <p>a. 原子炉及び原子炉格納容器への注水</p> <p>原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合」である。</p>	<p>⑤</p> <p>④（最新の有効性評価の必要要員数の反映）</p> <p>⑤</p> <p>④（最新の有効性評価の水源評価の反映）</p> <p>⑤</p>

変更前	変更後	変更理由
<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による代替格納容器スプレイにおいて、6号及び7号炉それぞれで約7,300m³の水が必要であり、同時被災を考慮すると合計約14,600m³の水が必要となる。</p> <p>水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³、淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しており、事象発生12時間以降に淡水貯水池から復水貯蔵槽へ水の移送を行うことで、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日間の注水継続が可能である。</p> <p>b. 使用済燃料プールへの注水 使用済燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.2 想定事故2」である。 可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プール注水において、6号及び7号炉のそれぞれで約3,300m³の水が必要であり、同時被災を考慮すると合計約6,600m³の水が必要となる。</p> <p>水源として、淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しており、事象発生12時間以降に淡水貯水池から防火水槽へ水の移送を行うことで、防火水槽を枯渇させることなく、防火水槽を水源とした7日間の注水継続が可能である。 (添付資料6.3.1)</p> <p>(2) 燃料の評価結果 a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「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」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。</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による代替格納容器スプレイにおいて、6号及び7号炉それぞれで約7,400m³の水が必要であり、6号及び7号炉の同時被災を考慮すると合計約14,800m³の水が必要となる。</p> <p>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の水を保有しており、事象発生12時間以降に淡水貯水池から復水貯蔵槽へ水の移送を行うことで、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日間の注水継続が可能である。</p> <p>b. 使用済燃料プールへの注水 使用済燃料プールへの注水における水源評価において、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「4.2 想定事故2」である。 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プール注水において、6号及び7号炉のそれぞれで約3,300m³の水が必要であり、6号及び7号炉の同時被災を考慮すると合計約6,600m³の水が必要となる。</p> <p>水源として、淡水貯水池に約18,000m³の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続が可能である。 (添付資料6.3.1)</p> <p>(2) 燃料の評価結果 a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「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」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。</p>	<p>④（最新の有効性評価の水源評価の反映）</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>⑤</p> <p>②（送水ラインの変更）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷で3台の運転を想定すると、7日間の運転継続に約751kLの軽油が必要となる。復水貯蔵槽給水用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は使用済燃料プール注水用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）については、保守的に事象発生直後から最大負荷で6台（6号及び7号炉それぞれ3台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に20kL（号炉あたり約10kL）の軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後から最大負荷で4台（6号及び7号炉それぞれ2台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約74kL（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可搬型大容量送水ポンプについては、保守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に約60kL（号炉あたり約30kL）の軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して6号及び7号炉それぞれで約828kLとなり、同時被災を考慮すると合計約1,656kLの軽油が必要となる。</p> <p>さらに、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機については、事象発生直後から7日間の運転継続に約79kLの軽油が必要となる。</p> <p>よって、6号及び7号炉の事故対応に必要な軽油は、合計約1,735kLとなる。</p> <p>6号及び7号炉のそれぞれの軽油タンクにて備蓄している軽油量の合計は約2,040kL（号炉あたり約1,020kL）であり、必要量の軽油を供給可能である。</p>	<p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷で6台（6号及び7号炉それぞれ3台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約1,506kL（号炉あたり約753kL）の軽油が必要となる。復水貯蔵槽給水用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）又は使用済燃料プール注水用可搬型代替注水ポンプ（A-2級）については、保守的に事象発生直後から8台（6号及び7号炉それぞれ4台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約30kL（号炉あたり約15kL）の軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後から4台（6号及び7号炉それぞれ2台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約74kL（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日間の運転継続に約22kL（号炉あたり約11kL）の軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して6号及び7号炉それぞれで約816kLとなり、同時被災を考慮すると合計約1,632kLの軽油が必要となる。</p> <p>さらに、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7日間の運転継続に約13kLの軽油が必要となる。</p> <p>よって、6号及び7号炉の事故対応に必要な軽油は、合計約1,645kLとなる。</p> <p>6号及び7号炉のそれぞれの軽油タンクにて備蓄している軽油量の合計は約2,040kL（号炉あたり約1,020kL）であり、必要量の軽油を供給可能である。</p>	<p>②（送水ラインの変更） ③（燃費試験結果の反映） ④（燃費修正） ⑤</p> <p>③（燃費試験結果の反映） ④（燃費修正） ⑤</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p> <p>②（送水ラインの変更） ②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映） ③（燃費試験結果の反映） ④（燃費修正）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」、「2.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗」、「2.3.3 全交流動力電源喪失+直流電源喪失」、「2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」、「2.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」、「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）のうち、事故収束に代替循環冷却を使用する場合（3.1.2）」及び「3.4 水素燃焼」である。</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最大負荷で3台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860kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ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最大負荷で6台（6号及び7号炉それぞれ3台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約20kL（号炉あたり約10kL）の軽油が必要となる。また、代替原子炉補機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後から最大負荷で4台（6号及び7号炉それぞれ2台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約74kL（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可搬型大容量送水ポンプについては、保守的に事象発生直後からの可搬型大容量送水ポンプの運転を想定すると、7日間の運転継続に約60kL（号炉あたり約30kL）の軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して6号及び7号炉において約1,014kLとなる。</p> <p>さらに、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及びモニタリング・ポスト用発電機については、事象発生直後から7日間の運転継続に約79kLの軽油が必要となる。</p>	<p>b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」である。</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3台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。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉注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8台（6号及び7号炉それぞれ4台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約42kL（号炉あたり約21kL）の軽油が必要となる。また、代替原子炉補機冷却系専用の電源車については、保守的に事象発生直後から4台（6号及び7号炉それぞれ2台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約74kL（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日間の運転継続に約22kL（号炉あたり約11kL）の軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して6号及び7号炉において約642kLとなる。</p> <p>さらに、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・ポスト用発電機については、事象発生直後から7日間の運転継続に約13kLの軽油が必要となる。</p>	<p>④（最新の有効性評価の燃料評価の反映）</p> <p>③（燃費試験結果の反映）</p> <p>④（燃費修正）</p> <p>④（最新の有効性評価の燃料評価の反映）</p> <p>⑤</p> <p>③（燃費試験結果の反映）</p> <p>④（燃費修正）</p> <p>④（最新の有効性評価の燃料評価の反映）</p> <p>②（免震重要棟の位置づけ変更に伴う反映）</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
<p>よって, 6号及び7号炉の事故対応に必要な軽油は, 合計約1,093kLとなる。</p> <p>6号及び7号炉それぞれの軽油タンク並びにガスタービン発電機用燃料タンクにて備蓄している軽油量の合計は約2,240kLであり, 必要量の軽油を供給可能である。 (添付資料6.3.1)</p> <p>(3) 電源の評価結果</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上, 最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は, 「2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)」, 「2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗」, 「2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失」, 「2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗」及び「2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」である。常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策時に必要な負荷として, 6号及び7号炉において合計約2,342kW(6号炉:約1,159kW, 7号炉:約1,183kW)必要となるが, 常設代替交流電源設備の連続定格容量である2,950kW未満であることから, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>なお, 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は, 非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定しているが, 6号及び7号炉において重大事故等対策に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれていることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 直流電源については外部電源喪失時においても, 非常用ディーゼル発電機又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお, 事故シーケンスグループ「2.3 全交流動力電源喪失」においては, 交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており, この場合でも直</p>	<p>よって, 6号及び7号炉の事故対応に必要な軽油は, 合計約655kLとなる。</p> <p>6号及び7号炉それぞれの軽油タンク並びにガスタービン発電機用燃料タンクにて備蓄している軽油量の合計は約2,140kLであり, 必要量の軽油を供給可能である。 (添付資料6.3.1)</p> <p>(3) 電源の評価結果</p> <p>全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上, 最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は, 「2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」である。常設代替交流電源設備の電源負荷については, 重大事故等対策時に必要な負荷として, 6号炉で約1,649kW, 7号炉で約1,615kWが必要となるが, 常設代替交流電源設備の連続定格容量である2,950kW未満であることから, 必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>なお, 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は, 非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定しているが, 6号及び7号炉において重大事故等対策に必要な負荷は, 各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれていることから, 非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また, 直流電源については外部電源喪失時においても, 非常用ディーゼル発電機又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお, 事故シーケンスグループ「2.3 全交流動力電源喪失」においては, 交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており, この場合でも直</p>	<p>③(燃費試験結果の反映)</p> <p>④(燃費修正)</p> <p>④(最新の有効性評価の燃料評価の反映)</p> <p>②(第二GTGの位置づけ変更に伴う反映)</p> <p>③(常設代替交流電源設備の負荷修正)</p>

まとめ資料変更前後比較表

資料名 : 重大事故等対策の有効性評価について

①指摘事項対応による変更・修正 ②設計進捗, 設備変更, 運用変更に伴う変更・修正
 ③評価進捗による変更・修正 ④前提条件変更による修正 ⑤記載の拡充, 適正化 ⑥誤記訂正

変更前	変更後	変更理由
流電源負荷の制限及び常設代替直流電源への切替えの実施により, 事象発生後 24 時間の連続した直流電源の供給が可能である。 (添付資料 6.3.1)	流電源負荷の制限及び常設代替直流電源設備への切替えの実施により, 事象発生後 24 時間の連続した直流電源の供給が可能である。 (添付資料 6.3.1)	