

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>7.2.1.1 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、「6.2 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溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，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，「7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</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，長期TB，TBU，TBP，TBD 及びLOCA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異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，格納容器圧力及び温度が徐々に上昇し，格納容器の過圧・過温により格納容器破損に至る。</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常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。</p> <p>また，格納容器内における水素燃焼を防止するため，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，格納容器内へ窒素供給することによって，格納容器の破損を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードは，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・雰囲気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，「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）」の評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており，原子炉圧力容器破損に至ることはないが，重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合の本格納容器破損モードに対する評価については，「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」にて確認する。</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない</p> <p>・期待するSA設備の違い</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として低圧代替注水系（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 7.2.1.2-1 図から第 7.2.1.2-4 図に、対応手順の概要を第 7.2.1.2-5 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 7.2.1.2-1 表に示す。</p> <p>本格格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 28 名※1 である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名※1 である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員は、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 7.2.1.2-6 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 名を含めると、緊急時対策要員（現場）が 12 名、合計が 32 名になる。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。</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>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>3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合</p> <p>3.1.2.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による原子炉注水手段及び格納容器除熱手段、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段を整備する。対策の概略系統図を第 3.1.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.1.2-2 図に、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.1.2-1 表に示す。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.1）</p> <p>本格格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、必要な要員は初動対応要員 20 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 2 名である。</p> <p>初動対応要員の内訳は、発電長 1 名、副発電長 1 名、運転操作対応を行う運転員 4 名、通報連絡等を行う災害対策要員 2 名、現場操作を行う重大事故等対応要員 12 名である。</p> <p>招集要員の内訳は、燃料補給作業を行う重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2-3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し必要な要員数を確認した結果、代替循環冷却系を使用しない場合の初動対応要員 21 名及び招集要員 5 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム、LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また、主蒸気隔離弁の閉止、再循環ポンプの停止及び LOCA が発生したことを確認する。</p> <p>原子炉スクラム、LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は、平均出力領域計装等である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p>	<p>・期待する SA 設備の違い</p> <p>・期待する SA 設備の違い</p> <p>・プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性は確認される</p> <p>・東海第二では招集要員は 2 時間以内に参集可能なことを確認していることから、2 時間以降に期待する評価としている</p> <p>・東海第二では格納容器頂部注水の着手判断に達しないため実施しない</p> <p>・記載箇所の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備            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、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。            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。            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            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。            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>b. 原子炉への注水機能喪失の確認            原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。            原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は、原子炉隔離時冷却系系統流量である。</p> <p>c. 炉心損傷確認            原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合とする。            炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）等である。            （添付資料3.1.3.1, 3.1.3.2）</p> <p>d. 早期の電源回復不能の確認            全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線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、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作を開始する。</p> <p>e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・東海第二では代替格納容器スプレイ</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</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、ドライウェ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ェ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、その差分を原子炉圧力容器水量レベル換算から原子炉水位変化量を求めることにより、推定することができる。</p>	<p>及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置による緊急用母線への交流電源供給を開始し、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。具体的には、格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を用いて中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイと原子炉注水に分配し、それぞれ連続で格納容器スプレイ及び原子炉注水を実施する。</p> <p>(a) 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作</p> <p>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。</p> <p>常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作に必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</p> <p>(b) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作</p> <p>原子炉注水に伴い炉心部で発生する過熱蒸気により、格納容器圧力及び雰囲気温度が急激に上昇する。格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作のために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>(c) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、原子炉圧力容器破損に至ることなく、ジェットポンプ上端（以下「原子炉水位LO」という。）以上まで原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水流量等である。</p> <p>なお、LOCAにより格納容器雰囲気温度が上昇し、ドライウェル雰囲気温度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、原子炉圧力等である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位LOまで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</p>	<p>と代替原子炉注水を同時に実施可能な設備及び運用としている</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施可能な設備及び運用としている</p> <p>・BWR5とABWRの設計の相違</p> <p>・原子炉水位不明時の対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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素等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウェル雰囲気温度計を用いて格納容器温度が190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力を用いて格納容器圧力が0.465MPa[gage]到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>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>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>原子炉水位LOまで冠水した後は、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を開始後に、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。なお、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱ができない場合は、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の流量を崩壊熱相当に調整するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。</p> <p>(添付資料3.1.2.2, 3.1.3.2)</p> <p>f. 電源確保操作対応</p> <p>早期の電源回復不能の確認後、対応可能な要員により非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。</p> <p>g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作</p> <p>全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</p> <p>h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後、中央制御室及び現</p>	<p>・対応手順の相違（東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施可能な設備及び運用としている）</p> <p>・東海第二では、解析上考慮しない操作も含め、手順に従い必ず実施する操作を記載</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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、格納容器スプレィに切り替え、最大流量にてスプレィ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（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ィ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ィに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレィを実施する。</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、サブプレッション・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>場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は、M/C 2C（2D）電圧である。</p> <p>i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</p> <p>j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作</p> <p>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。なお、有効性評価においては、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。</p> <p>ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作に必要な計装設備は、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。</p> <p>k. 緊急用海水系による海水通水操作</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始後、中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水系ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</p> <p>緊急用海水系による海水通水操作に必要な計装設備は、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。</p> <p>l. 代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作</p> <p>緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで原子炉注水及び格納容器除熱を実施する。具体的には、原子炉注水弁と格納容器スプレィ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ィに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレィを実施する。</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、代替循環冷却系原子炉注水流量等であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレィ流量等である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、代替循環冷却系による原子炉注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、代替循環冷却系により継続的に行う。</p>	<p>・緊急用海水系及び代替循環冷却系の仕様の違いによる対応手順の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>m. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作          代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作を実施する。この場合の注水は、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ熔融炉心・コンクリート相互作用の影響を緩和する観点から格納容器下部水位を約 1m に調整することが目的であるため、格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認後、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を停止する。その後、ペDESTAL（ドライウエル部）水はサプレッション・プールに排水され、格納容器下部水位は約 1m に調整される。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作のために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等である。</p> <p>n. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作          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し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作の実施後は、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作に必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（SA）等である。</p> <p>o. サプレッション・プール pH制御装置による薬液注入操作          水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール pH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。サプレッション・プール水の pHを7以上に制御することで、サプレッション・プール水中での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>p. 使用済燃料プールの冷却操作          対応可能な要員にて使用済燃料プールの冷却操作を実施する。</p> <p>q. 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作          格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</p> <p>可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作に必要な計装設備は、格</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・東海第二では、解析上考慮しない操作も含め、手順に従い必ず実施する操作を記載</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 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、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7.2.1.2-2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<b>残留熱除去系の吸込配管</b>とする。</p>	<p>納容器内酸素濃度（SA）等である。</p> <p>r. タンクローリによる燃料補給操作</p> <p>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料補給を実施する。</p> <p>3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、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、格納容器圧力及び気温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAに加えて、ECCS注水機能が喪失する「大破断LOCA+高压炉心冷却失敗+低压炉心冷却失敗」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</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炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気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主要な解析条件を第3.1.2-2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない</p> <p>・東海第二では、有効性評価における考慮として全交流動力電源喪失の重畳を仮定</p> <p>・BWR5とABWRの設計の相違</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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のとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号            原子炉スクラムは、<b>事象の発生と同時に発生する</b>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  <b>最大 300m<sup>3</sup>/h</b>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<b>弁の切替えにて実施する</b>。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却            格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、<b>140m<sup>3</sup>/h</b>にて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<b>弁の切替えにて実施する</b>。</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、<b>90m<sup>3</sup>/h</b>の流量で原子炉注水を行う。</p>	<p>炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、<b>再循環系の吸込配管</b>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            高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が機能喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。</p> <p>(c) 外部電源            外部電源は使用できないものとする。            安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生            水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム            原子炉スクラムは、<b>原子炉水位低（レベル3）</b>信号によるものとする。</p> <p>(b) 主蒸気隔離弁            主蒸気隔離弁は、<b>事象発生と同時に閉止する</b>ものとする。</p> <p>(c) 再循環ポンプ  <b>再循環ポンプは、事象発生と同時に停止する</b>ものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設）            原子炉注水は <b>230m<sup>3</sup>/h（一定）</b>を用いるものとする。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器冷却と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて<b>流量分配することで実施する</b>。            （添付資料 3.1.2.3）</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）            格納容器冷却は、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し、<b>130m<sup>3</sup>/h（一定）</b>を用いるものとする。なお、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて<b>流量分配することで実施する</b>。            （添付資料 3.1.2.3）</p> <p>(f) 格納容器下部注水系（常設）</p>	<p>・東海第二では、原子炉水位の低下を厳しくする条件として、外部電源がある場合の原子炉水位低（レベル3）信号による原子炉スクラムを設定</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い（東海第二は評価において可搬型設備による原子炉注水は実施しない）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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 190m<sup>3</sup>/h とし、原子炉注水へ約 90m<sup>3</sup>/h、格納容器スプレイへ約 100m<sup>3</sup>/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、「6.3.5 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※</p>	<p>格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。</p> <p>(g) 代替循環冷却系            代替循環冷却系の循環流量は、炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、全体で 250m<sup>3</sup>/h とし、ドライウェルへ 150m<sup>3</sup>/h、原子炉へ 100m<sup>3</sup>/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。</p> <p>(h) 緊急用海水系            代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW（サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</p> <p>(i) 可搬型窒素供給装置            可搬型窒素供給装置は、窒素 198m<sup>3</sup>/h 及び酸素 2m<sup>3</sup>/h の流量で格納容器内に注入するものとする。</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、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。なお、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、代替循環冷却系の起動により停止する。</p> <p>(b) 緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して、事象発生 90 分後から開始するものとする。</p> <p>(c) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素供給を開始する。なお、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給は格納容器圧力 310kPa[gage]到達により停止する。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137 放出量評価）の条件</p> <p>(a) 事象発生直前まで、定格出力の 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) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合で、格納</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施可能な設備及び運用としている</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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ブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>d. 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 非常用ガス処理系は、事象発生 30 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(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 7.2.1.2-7 図から第 7.2.1.2-9 図に、燃料最高温度の推移を第 7.2.1.2-10 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 7.2.1.2-11 図から第 7.2.1.2-14 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>容器内に放出されるものとする。</p> <p>(c) 格納容器内に放出された Cs-137 は、格納容器スプレイやサブプレッション・プールでのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。</p> <p>(d) 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。</p> <p>b) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）により原子炉建屋の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。また、原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は、大気への放出率を 1 回/日（設計値）とする。 なお、原子炉建屋ガス処理系は、常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生 115 分後に起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。</p> <p>c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び除去効果は考慮しないものとする。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5）</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2-4 図から第 3.1.2-8 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.2-9 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.2-10 図から第 3.1.2-15 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 9 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 27 分後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替高圧電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ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</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水素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。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第 7.2.1.2-11 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※3 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 <math>8 \times 10^5 \text{mol}</math> 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 <math>8 \times 10^3 \text{mol}</math> 以下である。これが仮にドライウェ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 7.2.1.2-12 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</p>	<p>心は冠水する。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6)</p> <p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。このため、原子炉注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</p> <p>事象発生から 90 分経過した時点で、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系による原子炉注水により、冷却材の一部は破断口から流出するが、熔融炉心は原子炉水位 L 0 位置相当で冠水維持される。また、格納容器除熱により、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下する。</p> <p>事象発生から約 84 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装置を用いたサプレッション・チェンバへの窒素供給を実施するため格納容器圧力が徐々に上昇するが、事象発生から約 163 時間後に格納容器圧力が 310kPa[gage]に到達し窒素供給を停止するため、格納容器圧力の上昇は停止する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第 3.1.2-10 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.31MPa[gage]となり、評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage]) を下回る。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 163 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、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 3%未満であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>(添付資料 3.1.2.7)</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-11 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p> <p>・東海第二は評価の詳細を添付資料に記載</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>第 7.2.1.2-7 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 7.2.1.2-11 図及び第 7.2.1.2-12 図に示すとおり、約 22.5 時間後に開始する代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(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。</p> <p>(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、「7.2.4 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>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>替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 139℃となり、評価項目である 200℃を下回る。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、この時の格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、評価項目である 200℃を下回る。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.8)</p> <p>第 3.1.2-4 図及び第 3.1.2-6 図に示すとおり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による注水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 3.1.2-10 図及び第 3.1.2-11 図に示すとおり、90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱を行うことによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する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>大気中への Cs-137 放出量は約 7.5TBq（事象発生 7 日間）であり、評価項目である 100TBq を下回る。また、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放出量評価を行った結果、約 7.5TBq（30 日間）及び約 7.5TBq（100 日間）であり、いずれの場合も 100TBq を下回る。なお、放出量評価においては、原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び除去効果を保守的に考慮しておらず、これらの効果を考慮した場合、放出量は小さくなると考える。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.1.2.3 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、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、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COR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心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（電源の確包含む）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>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3.1.2.7, 3.1.2.9, 3.1.2.10, 3.1.3.12)</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、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、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び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COR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確包含む）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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認しており、<b>格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている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</b></p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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、<b>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。</b>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、<b>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。</b></p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP) 挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>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S A F E R 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S A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できしており、本評価事故シーケンスでは、<b>格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている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。</b>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、C S T F 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。本評価事故シーケンスでは、<b>格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている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。</b></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F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはP H E B U S—F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 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。P H E B U S—F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 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F P 放出を操</p>	<p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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>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>作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器内F P 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（F P）挙動モデルはABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは，炉心損傷後の格納容器内F P 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3. 1. 2. 11）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードS A F E R 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S A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導，気液界面の熱伝達の不確かさとして，格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度，格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが，BWR の格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，格納容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては，C S T F 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</p>	



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、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  a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件  初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.2-2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に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約30Gwd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、<b>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</b>、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</p>	<p>とから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。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>炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、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>(添付資料3.1.2.11)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価  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3.1.2-2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、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響  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燃焼度約33Gwd/t以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。本評価事故シナリオでは、<b>格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから</b>、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部、サプレッション・プール水位及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive L</p>	<p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(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 に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び代替循環冷却により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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 7.2.1.2-15 図及び第 7.2.1.2-16 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</p>	<p>OCA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(常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作を実施すること)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>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。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位を起点としている運転員等操作はないことから、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)、格納容器圧力及び雰囲気温度の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>機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなる。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び雰囲気温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対して最確条件は燃焼度約 33Gwd/t 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は代替格納容器スプレイ冷却系及び代替循環冷却系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の気相部及び液相部、サブプレッション・プール水位及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合</p>	<p>・設備設計及び運用の違い(東海第二は評価において可搬型設備による原子炉注水は実施しない)</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</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、</p>	<p>と同程度であり、第 3.1.2-16 図及び第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器圧力及び温度は、それぞれ評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage]) 及び 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、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、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の緊急用海水系は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくことから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11, 3.1.2.12)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「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高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 25 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作については認知に 10 分間、操作所要時間に 6 分間、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については操作所要時間に 9 分間、合計 25 分間を想定しており、解析上の操作開始時間と同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。</p>	<p>・設備設計及び運用の違い（東海第二は評価において可搬型設備による原子炉注水は実施しない）</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違（東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</p> <p>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>(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</p>	<p>操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作は，解析上の運転開始時間として事象発生から90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，代替循環冷却系運転は事象発生90分後に開始することとしているが，時間余裕を含めて設定されているため運転員等操作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，緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり，緊急用海水系の操作開始時間が早まれば，本操作の操作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>(添付資料3.1.2.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は，運転員等操作時間に与える影響として，実際の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等で</p>	<p>・緊急用海水系及び代替循環冷却系の仕様の違いによる対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</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7.2.1.3-14図から第7.2.1.3-16図に示すとおり、事象発生から90分後（操作開始時間20分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の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>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</p>	<p>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>操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及び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、緊急用海水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、格納容器圧力及び雰囲気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>(添付資料3.1.2.11)</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>第3.1.3-16図から第3.1.3-18図に示すとおり、操作条件の常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、事象発生から50分後（操作開始時間の25分程度の遅れ）までに常設代替高圧電源装置からの受電操作を行い、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉</p>	<p>・対応手順の相違（東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施）</p> <p>・緊急用海水系及び代替循環冷却系の仕様の違いによる対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違（東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施）</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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 <b>20 時間</b>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 <b>38 時間</b>あり、約 <b>15 時間</b>以上の余裕があることから、時間余裕がある。</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>7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価            (1) 必要な要員の評価            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、「7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「7.5.2 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。            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            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、「7.5.1(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。            a. 水源            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2,900m<sup>3</sup>の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮す</p>	<p>注水操作及び格納容器除熱操作については、緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始までの時間は事象発生から <b>90 分</b>であり、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、格納容器圧力が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）に到達するまでの時間は事象発生約 <b>14 時間</b>後であり、約 <b>12 時間</b>の余裕があることから、時間余裕がある。            （添付資料3.1.2.11, 3.1.3.7）</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>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価            (1) 必要な要員の評価            格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策に必要な初動対応要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で示す運転員及び災害対策要員の39名で対処可能である。            また、事象発生2時間以降に必要な招集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に招集可能な要員の71名で対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価            格納容器破損モード「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、以下のとおりである。            a. 水源            常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却については、7日間の対応を考慮すると、合計約400m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、代替淡水</p>	<p>・東海第二では、代替スプレイを考慮しない場合に対する時間余裕を記載</p> <p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>ると、合計約 5,800m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約 18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生 12 時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能である。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>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、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 643kL）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>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1台あたり 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>7.2.1.2.5 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）」</p>	<p>貯槽に約 4,300m<sup>3</sup>の水量を保有していることから、水源が枯渇することなく、7日間の対応が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.2.13)</p> <p>b. 燃料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから、常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給については、事象発生からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有していることから、可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.2.14)</p> <p>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、重大事故対策時に必要な負荷として約 1,996kW 必要となるが、常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.2.15)</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）」</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「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。</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、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>では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備している。また、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による原子炉注水手段及び格納容器除熱手段、<b>長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段</b>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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、並びに代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施することで、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、ジルコニウム－水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても、格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持することができる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱、<b>可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段</b>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>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p>



第 7.2.1.2-1 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)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	可搬型設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉炉心材料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。	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を確認する。	-	【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統系統流量】 【残留熱除去系統系統流量】
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れば、非常用高圧母線 (6.9kV) の電圧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、低圧代替注水系統 (常設) の準備を開始する。	所内蓄電式直流電源設備	-
炉心損傷確認	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉炉水位は急激に低下し炉心が露出することにより炉心損傷に至ることを格納容器炉内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、シムコニウム-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 (D/W) 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)
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統 (常設) による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系統 (常設) による原子炉注水を開始する。 トライウイエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、損傷察及原子炉注水量から推定して把握する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 種油タンク	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 復水補給水系統流量 (RR-B 系代替注水系統流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) ドライウイエル雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準仕様)

東海第二発電所

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) (1/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム、LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉止するとともに、再循環ポンプが停止したことを確認する。</li> <li>格納容器圧力が 13.7kPa [gauge] に到達したことにより LOCA が発生したことを確認する。</li> </ul>	所内常設直流電源設備 主蒸気隔離弁	-	平均出力領域計表 起動領域計表 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 緊急用 M/C 電圧 ドライウイエル圧力 サプレッション・チェンジャー圧力 原子炉隔離時冷却系系統流量
原子炉への注水機能喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル 2) 設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</li> </ul>	-	-	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は (S/C) の指示値が設計基準事故相当のガンマ線量率の 10 倍以上の場合とする。</li> </ul>	所内常設直流電源設備	-	-
早期の電源回復不能の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが、失敗したことを確認する。</li> <li>中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。</li> <li>以上により、早期の電源回復不能を確認する。</li> </ul>	-	-	-

有効性評価上考慮しない操作

備考

第 7.2.1.2-1 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)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機		東海第二発電所		備考
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
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 190℃ に到達した場合、推進手段により原子炉炉水位が破断口高さまで水位回復を確保後、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。推進手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4tL, 16tL)	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (0/型) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)
代替循環冷却系による原子炉注水、原子炉格納容器冷却	代替原子炉補給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。助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る。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。 助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 (レベルン 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変更する。復水移送ポンプに切り替える。最大流量にてスプレイを行うことで原子炉注水を実施し、水位の回復を図る。 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 (A-2 級) による原子炉注水を停止し、代替原子炉補給冷却系を用いた代替循環冷却系による原子炉格納容器冷却を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ遠隔で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補給冷却系 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4tL, 16tL)	格納容器内圧力 (0/型) サブプレッション・チェンバ、プールの水温度 サブプレッション・チェンバ、プールの水位 復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量) 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 格納容器内酸素濃度

【 1 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

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) (2/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設代替注水大受電機による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替注水大受電機から緊急用母線を受電する。</li> <li>緊急用母線の閉止操作を実施し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却及び低圧代替注水 (常設) による格納容器冷却を開始する。</li> <li>原子炉冷却材喪失により、ドライウエル雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位 L0 まで冠水させるために必要な注水流量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</li> <li>非常用ディーゼル発電機等の回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の回復操作を実施する。</li> <li>全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水大受電機準備及び母線敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水大受電機による緊急用母線の受電後、常設代替注水大受電機準備による非常用母線の受電準備操作を実施する。</li> <li>常設代替注水大受電機から緊急用母線を介して非常用母線 2 C 及び 2 D を受電する。</li> </ul>	常設低圧代替注水ポンプ 代替注水大受電機 軽油貯蔵タンク	可搬型代替注水大受電機 大型ポンプ ホイールローダ	緊急用 M/C 電圧 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位 (広帯域、燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域、SA 燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 代替注水貯蔵槽水位
電源確保操作対応		-	-	-
可搬型代替注水大受電機を用いた低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作		代替注水大受電機	可搬型代替注水大受電機	代替注水貯蔵槽水位
常設代替注水大受電機による非常用母線の受電操作		常設代替注水大受電機 軽油貯蔵タンク	-	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧

有効性評価上考慮しない操作

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について  
 (代替循環冷却系を使用する場合) (3/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		可搬型設備	計装設備
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</li> </ul>	中央制御室換気系 (空気調和機ファン、フィルタ系ファン、高性能粒子フィルタ、チャコールフィルタ) 非常用ガス処理系 (排風機、フィルタトレイン) 非常用ガス再循環系 (排風機、フィルタトレイン)	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。</li> </ul>	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力
緊急用海水系によるほう酸水注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレッド冷却系 (常設) による原子炉注水を開始後、非常用母線の負荷となつている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。</li> <li>緊急用海水系ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</li> </ul>	緊急用海水ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)

有効性評価上考慮しない操作

3.1.2-35

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

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) (4/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		計装設備
		常設設備	可搬型設備	
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	・緊急用海水系に海水を通水した後、代替循環冷却系ポンプを起動することで、原子炉注水及び格納容器除熱を実施する。	代替循環冷却系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位計 (広帯域、燃料域) 原子炉水位計 (SA広帯域、SA燃料域) サブレーション・チェンバール圧力 ドライウエル圧力
常設低圧代替注水系 (常設) による格納容器下部水位確保操作	・代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水系 (常設) を用いた格納容器下部注水 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位
常設低圧代替注水系 (常設) による格納容器下部水位確保操作	・常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) による格納容器下部水位確保操作を実施後、水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
サブレーション・プールの制御装置による葉液注入操作	・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、サブレーション・プール制御装置 (自主対策設備) による葉液注入を行う。	—	—	—

有効性評価上考慮しない操作

3.1.2-36

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

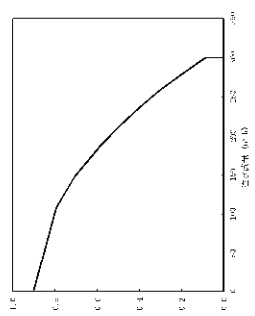
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考																							
	<p>第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用する場合) (5/5)</p> <table border="1" data-bbox="1454 357 1751 1680"> <thead> <tr> <th rowspan="2">操作及び確認</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計表設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの冷却操作</td> <td>・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作</td> <td>・格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件)に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。 ・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料補給を実施する。</td> <td>—</td> <td>可搬型窒素供給装置</td> <td>格納容器内酸素濃度 (SA)</td> </tr> <tr> <td>タンクローリによる燃料補給操作</td> <td>—</td> <td>可搬型設備用軽油タンク</td> <td>タンクローリ</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">有効性評価上考慮しない操作</p>	操作及び確認	手順	重大事故等対処設備			常設設備	可搬型設備	計表設備	使用済燃料プールの冷却操作	・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。	—	—	—	可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作	・格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件)に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。 ・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料補給を実施する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度 (SA)	タンクローリによる燃料補給操作	—	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—	
操作及び確認	手順			重大事故等対処設備																					
		常設設備	可搬型設備	計表設備																					
使用済燃料プールの冷却操作	・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。	—	—	—																					
可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作	・格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件)に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。 ・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料補給を実施する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度 (SA)																					
タンクローリによる燃料補給操作	—	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—																					
	3.1.2-37																								

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (1/4)				
項目	主要解析条件	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件				
原子炉熱出力	MAAP 3,926MWt	MAAP 3,293MW	定格原子炉熱出力として設定	
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター 下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレーター スカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	
炉心流量	52,200t/h	48,300t/h	定格流量として設定	
燃料	9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (A型)	—	
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m <sup>3</sup>		ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>		ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サプレッション・ チェンバ間差圧)		真空破壊装置の設定値	
サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)		通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定	
サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃		通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	
格納容器圧力	5.2kPa[gage]		通常運転時の格納容器圧力として設定	
格納容器温度	57℃		通常運転時の格納容器温度として設定	
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)		復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	
第 3.1.2-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (1/5)				
項目	主要解析条件	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件				
解析コード	MAAP	MAAP	本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード	
原子炉熱出力	3,293MW	3,293MW	定格熱出力を設定	
原子炉圧力 (圧力容器トーム部)	6.93MPa[gage]	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター スカート下端から+126cm)	通常運転水位 (セパレーター スカート下端から+126cm)	通常運転水位を設定	
炉心流量	48,300t/h	48,300t/h	定格流量を設定	
燃料	9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (A型) と 9×9 燃料 (B型) は、熱水力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	
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間 (13 ヶ月) に調整運転期間 (約 1 ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	
格納容器圧力	5kPa[gage]	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定	
格納容器雰囲気温度	57℃	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定	
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m <sup>3</sup>	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定	
格納容器体積 (サプレッション・チェンバ)	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サプレッション・プールの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (2/4)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定		
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定 外部電源	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 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	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない		
第 3.1.2-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (2/5)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
サブプレッション・プールの水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転における下限値を設定		
サブプレッション・プールの水温度	32℃	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水位として、保安規定の運転における上限値を設定		
ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa (ドライウエール-サブプレッション・チェンバ間差圧)	設計値を設定		
外部水源の温度	35℃	格納容器サブトレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温度として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温度を設定		
ベデスタル (ドライウエール部) のプール水	考慮しない	ベデスタル (ドライウエール部) には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ベデスタル (ドライウエール部) のプール水を考慮しない		
3.1.2-39				

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
第7.2.1.2-2表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (3/4)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
原子炉スクラム信号	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故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 <sup>3</sup> /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イ冷却系 (常設)	140m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定		
可搬型代替注水泵 (A-2級)	90m <sup>3</sup> /hで注水	可搬型代替注水泵 (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 <sup>3</sup> /hとし, 原子炉注水へ約90m <sup>3</sup> /h, 格納容器スプレイへ約100m <sup>3</sup> /hに流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定		
重大事故等対策に関連する機器条件				
第3.1.2-2表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (3/5)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
起因事象	大破断LOCA 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として, 原子炉圧力容器ペウランダリに接続する配管のうち, 口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定		
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系, 低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定		
外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし, 原子炉スクラムについては, 外部電源ありの場合を包括する条件として, 機器条件に示すとおり設定		
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については, 格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない		
3.1.2-40				

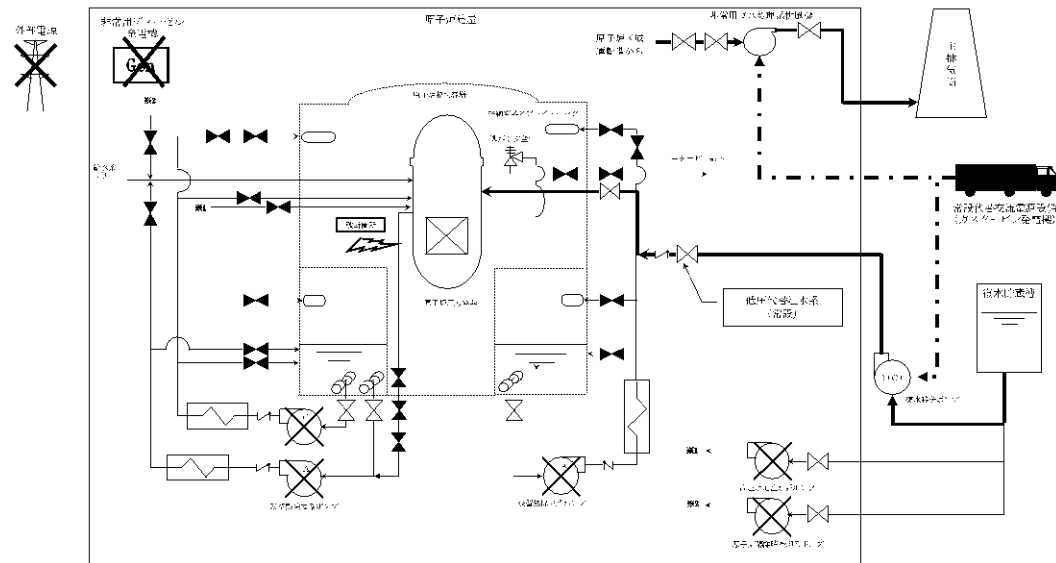
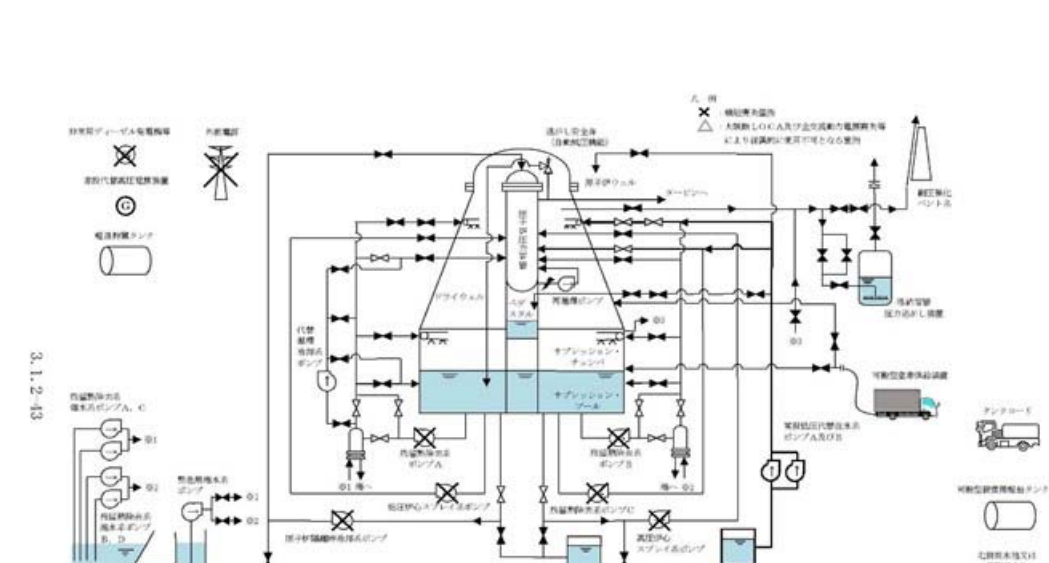
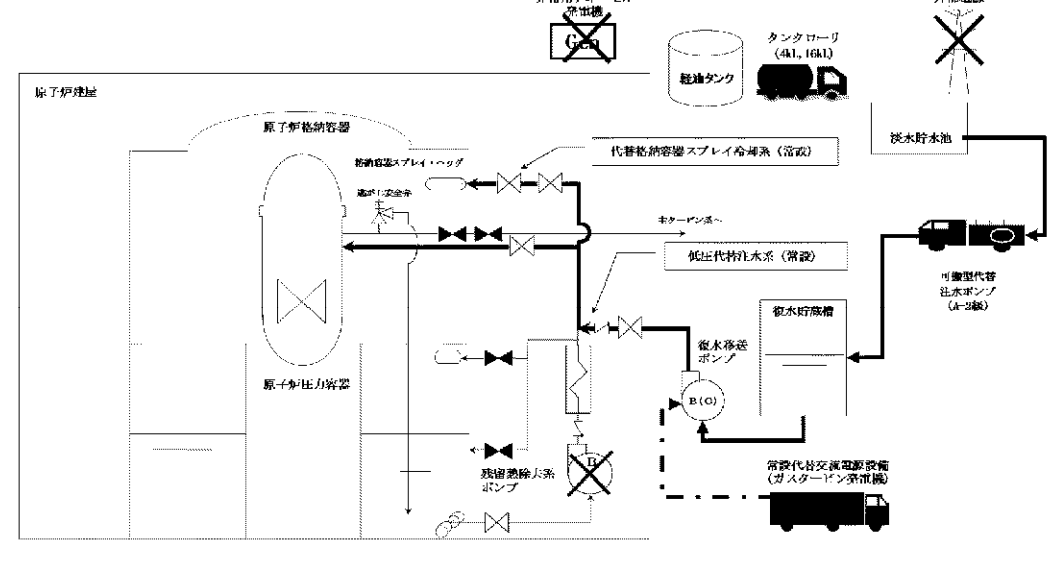
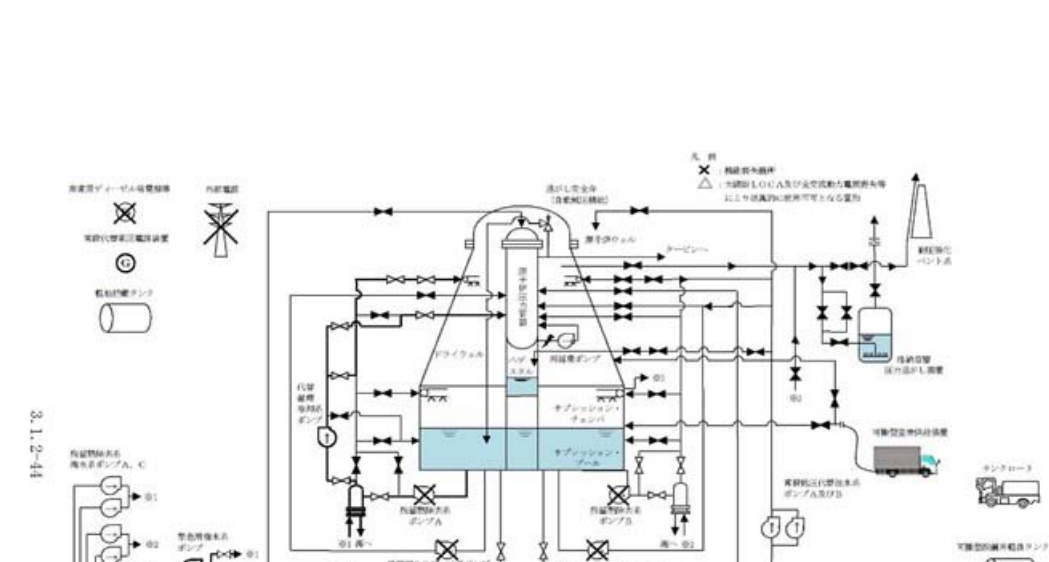


柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (4/4)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	条件設定の考え方	
常設代替交流電源設備からの受電及び 低圧代替注水系 (常設) による原子炉 注水操作  代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作  代替原子炉補機冷却系連転操作  代替循環冷却系による原子炉格納容器 除熱操作	常設代替交流電源設備からの受電及び 低圧代替注水系 (常設) による原子炉 注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設 定	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連転操作	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時間を考慮して設 定	
	重大事故等対策に関連する操作条件			
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) (4/5)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件  3.1.2-41	原子炉スクラム	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源 喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子 炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル3) 信 号にてスクラムするものとして設定	
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原 子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主 蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気 隔離弁が閉止するものとして設定	
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象連転に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失に よるポンプ停止を踏まえて設定	
	低圧代替注水系 (常設)	注水流量：230m <sup>3</sup> /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	スプレイ流量：130m <sup>3</sup> /h (一定)	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として、運転手順 に基づき設定	
	格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベデ スタル (ドライウェル部) のプール水を考慮してないことから、常設 低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) による格納 容器下部水位確保操作についても考慮しない。	
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で 250m <sup>3</sup> /h と し、原子炉へ 150m <sup>3</sup> /h、格納容器 スプレイへ 100m <sup>3</sup> /h に流量を分配	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必 要なスプレイ流量を考慮して設定	
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系 への伝熱容量：約 14MW (サブレーション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において)	代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する 高めの海水温度を設定	
	可搬型窒素供給装置	窒素 198m <sup>3</sup> /h 及び酸素 2m <sup>3</sup> /h の 流量で窒素供給	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定	

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備 考						
	<p style="text-align: center;">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) (5/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項目</th> <th style="width: 30%;">主要解析条件</th> <th style="width: 40%;">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水 (常設) による原子炉注水操作                       緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作                       可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作                 </td> <td>                     事故発生から 25 分後                        事故発生から 90 分後                        格納容器内酸素濃度が 4.0% (ドライ条件) に到達時                 </td> <td>                     常設代替高圧電源装置、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備に要する時間を考慮して設定                        緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定                        格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定                 </td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p style="text-align: center;">3.1.2-42</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水 (常設) による原子炉注水操作  緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作  可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	事故発生から 25 分後   事故発生から 90 分後   格納容器内酸素濃度が 4.0% (ドライ条件) に到達時	常設代替高圧電源装置、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備に要する時間を考慮して設定   緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定   格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方						
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水 (常設) による原子炉注水操作  緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作  可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	事故発生から 25 分後   事故発生から 90 分後   格納容器内酸素濃度が 4.0% (ドライ条件) に到達時	常設代替高圧電源装置、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備に要する時間を考慮して設定   緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定   格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定						

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
		
<p>第 7.2.1.2-1 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>第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (1/3) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水, 代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)</p>	
 <p>※低圧代替注水系 (常設) と代替格納容器スプレー冷却系 (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 7.2.1.2-2 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>第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (2/3) (代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱段階)</p>	

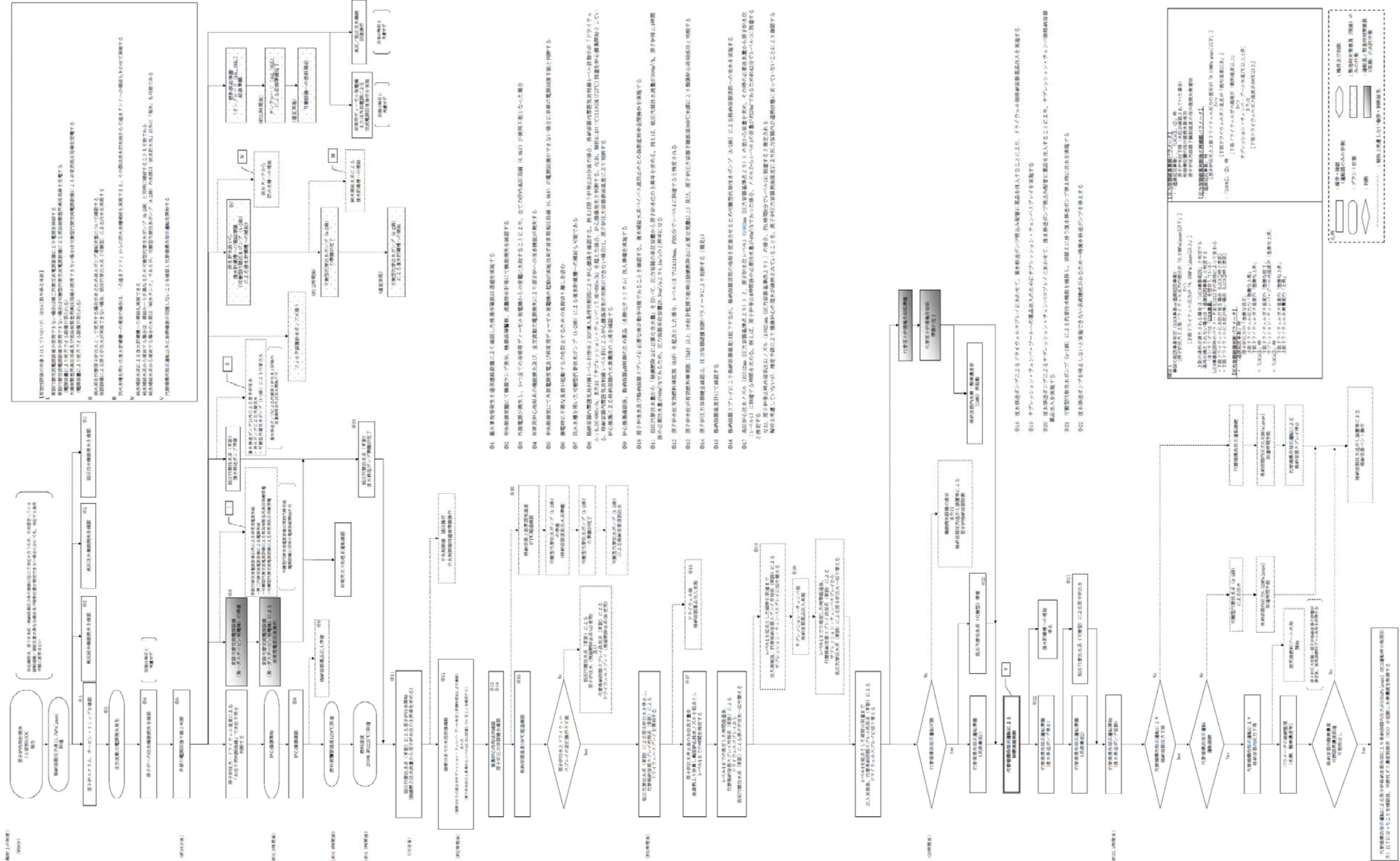
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.1.2-3 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>第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (3/3) (代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱並びに可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給段階)</p>	
<p>第 7.2.1.2-4 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>		

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

備考



第7.2.1.2-5 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)

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

Table with 2 columns: 東海第二発電所 (Tokai No.2 Power Plant) and 備考 (Remarks). The table contains a detailed flowchart of emergency procedures for containment vessel overpressure/temperature and lists 16 specific notes (※1-※16) explaining the logic and equipment differences. The flowchart starts with a 'Breakdown time' section (0-90 seconds) and continues through various stages like 'Emergency cooling system operation' and 'Containment vessel pressure/temperature monitoring'.

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) の対応手順の概要 (代替循環冷却系を使用する場合)」

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機							備考
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)							
操作項目	実施箇所・必要人員数				操作の内容	経過時間 (分)	備考
	責任者	当直長	1人	中央監視 緊急時対策本部連絡			
指揮者	6号 7号	当直副長	1人	各号が運転操作指揮			
通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人	中央制御室連絡 緊急時対策要員			
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号	
状況判断	2A k, l	2A a, b	-	-	-	-	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉システム、タービン・トリップ確認
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・非常用ディーゼル発電機 機能回復 ・外部電源 回復
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1A) k	(1A) a	-	-	-	-	・原子炉格納容器内水素濃度監視
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	(1A) k	(1A) a	-	-	-	30分	・第一ガスタービン発電機 起動
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	-	-	-	-	-	5分	・第一ガスタービン発電機 給電
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D系 受電準備操作	(1A) b	(1A) b	-	-	-	35分	・非常用高圧母線 D系 受電前準備 (中央制御室)
	-	-	4A, C, D E, F	4A, e, f	-	30分	・放射線防護装置準備/点検
	-	-	(2A) C, D E, F	(2A) e, f	-	35分	・現場移動 ・非常用高圧母線 D系 受電前準備 (電源盤受電準備)
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D系 受電操作	-	-	(2A) E, F	(2A) e, f	-	35分	・現場移動 ・非常用高圧母線 D系 受電前準備 (コントロール建屋員発給)
	(1A) b	(1A) b	-	-	-	5分	・非常用高圧母線 D系 受電確認
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C系 受電準備操作	-	-	(2A) C, D E, F	(2A) e, f	-	40分	・非常用高圧母線 C系 受電
	(1A) b	(1A) b	-	-	-	10分	・非常用高圧母線 C系 受電前準備 (中央制御室)
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C系 受電操作	-	-	(2A) E, F	(2A) e, f	-	25分	・現場移動 ・非常用高圧母線 C系 受電前準備
	(1A) b	(1A) b	-	-	-	5分	・非常用高圧母線 C系 受電確認
非常用ガス処理系 運転確認	-	-	(2A) E, F	(2A) e, f	-	5分	・非常用ガス処理系排風機 運転確認
	(1A) k	(1A) a	-	-	-	-	・原子炉格納容器監視 ・原子炉建屋高圧調整
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1A) k	(1A) a	-	-	-	15分	・復水移送ポンプ (B, C) 起動/運転確認 ・低圧代替注水系 (常設) 系統構成
	-	-	(2A) E, F	(2A) e, f	-	30分	・現場移動 ・低圧代替注水系 (常設) 現場系統構成 ・低圧代替注水系 (常設) 系統構成
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1A) k	(1A) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注水準備操作
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1A) k	(1A) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ準備操作
中央制御室照明確保 (解析上考慮せず)	(1A) b	(1A) b	-	-	-	15分	・警備室内照明の点灯確認 ・可搬型照明の設置、点灯
中央制御室 圧力調整 (中央制御室可搬型臨圧化空調機プロユニット起動) (解析上考慮せず)	-	-	(2A) C, D	(2A) e, f	-	30分	・RCS系 隔離準備 ・中央制御室可搬型臨圧化空調機プロユニット起動
中央制御室待避室の準備操作 (解析上考慮せず)	(1A) b	(1A) b	-	-	-	30分	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作
	-	-	(2A) e, f	-	-	30分	・現場移動 ・中央制御室待避室臨圧化装置空気供給元準備
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	(2A) E, F	(2A) e, f	-	-	・格納容器スプレイにあわせて薬品注入

第 7.2.1.2-6 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)

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

東海第二発電所				備考																
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）																				
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後に移動してきた要員			操作の内容	経過時間(分)										備考					
	責任者	発着長	1人		中央監視 運転操作指揮	10	20	30	40	50	60	70	80	90		100	110	120	130	140
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐																
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 業務所外部連絡																
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)																
状況判断	2人 A, B	-	-	-	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●L O C A発生の確認 ●原子炉水位異常低下(レベル1)設定点到達の確認 ●炉心損傷確認	10分														
早期の電源回復不能の確認	[1人] A	-	-	-	●高圧炉心スプレイスターター発電機の手動起動操作(失敗)	1分														
	[1人] B	-	-	-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	2分														
電源確保操作対応				2人 a, b	●電源回復操作															
常設代替高圧電源装置による 緊急用母線の受電操作	[1人] B	-	-	-	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線の受電操作	4分														
常設低圧代替注水ポンプを用いた 代替格納容器スプレイス冷却系 (常設)及び低圧代替注水系 (常設)の準備操作	[1人] B	-	-	-	●原子炉注水及び格納容器スプレイスに必要な負荷の電源切替操作 ●原子炉冷却材浄化系吸込弁の開操作	4分														
	[1人] A	-	-	-	●常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイス冷却系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 系統構成	3分														
常設低圧代替注水ポンプを用いた 代替格納容器スプレイス冷却系 (常設)による格納容器冷却 操作及び低圧代替注水系(常設) による原子炉注水操作	[1人] A	-	-	-	●常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイス冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作	6分														
緊急用海水系による海水通水 操作	[1人] A	-	-	-	●緊急用海水系に必要な負荷の電源切替操作 ●緊急用海水系による海水通水 系統構成及び起動	4分														
代替循環冷却系による原子炉注 水操作及び格納容器除熱操作	[1人] A	-	-	-	●代替循環冷却系起動に必要な負荷の電源切替操作 ●代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱 系統構成及び起動	6分														
常設低圧代替注水ポンプを用いた 格納容器下部注水系(常設) による格納容器下部水位確保 操作	[1人] A	-	-	-	●非常用母線からの負荷切替操作 ●常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベドスタル水位の調整操作	4分														
水素濃度及び酸素濃度監視設 備の起動操作	[1人] A	-	-	-	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作															
サプレッション・プールpH制御 装置による薬液注入操作	[1人] A	-	-	-	●サプレッション・プールpH制御装置による薬液注入操作															
常設代替高圧電源装置による非 常用母線の受電準備操作	[1人] B	-	-	-	●非常用母線の受電準備															
常設代替高圧電源装置による非 常用母線の受電操作	[1人] B	-	-	-	●常設代替高圧電源装置3台追加起動 ●非常用母線の受電	8分														
原子炉建屋ガス処理系及び中 央制御室換気系の起動操作	[1人] B	-	-	-	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作 ●中央制御室換気系の起動操作	5分														
ほう酸水注入系の起動操作	[1人] B	-	-	-	●ほう酸水注入系起動操作 ●ほう酸水注入系の注入状態監視	2分														

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



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

備考

霧囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)						経過時間 (時間)												備考		
操作項目	実施箇所・必要人員数					操作の内容	経過時間 (時間)												備考	
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対応員 (現場)		0	4	8	12	16	20	24	28	32	36	40	44		48
高圧代替注水系 (運転) 注水操作	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]													
代替循環冷却系 (運転) 運転	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]													
原子炉冷却水 (運転) 注水 (運転上考慮せず)	-	-	-	-	(2人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												器具を準備して対応する。	
可搬型代替注水ポンプ (4台) による注水操作	-	-	-	-	(6人) a	(6人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]													
抽込準備	-	-	-	-	(2人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												タンクローリー (4台) 調整に応じて運転開始から開始	
抽込作業	-	-	-	-	(2人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												運転開始	
格納容器ヘント準備操作 (運転上考慮せず)	(1人) a	(1人) a	-	-	(3人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												器具を準備して対応する。	
代替原子炉補給冷却系 準備操作	-	-	(5人) e, f	(5人) e, f	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]													
抽込準備	-	-	-	-	(2人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												タンクローリー (4台) 調整に応じて運転開始から開始	
抽込作業	-	-	-	-	(2人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												運転開始	
原子炉格納容器内水素・酸素濃度計 (CAK) 再起動	(1人) b	(1人) b	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												再稼働後は、再稼働時の異常発生を監視し、異常発生時対応員が対応する。	
高圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 準備操作	-	-	(3人) c, d	(3人) c, d	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												運転開始	
代替循環冷却系 準備操作 (系統構成)	(1人) b	(1人) b	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]													
代替循環冷却系 準備操作 (系統構成)	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]													
高圧代替注水系 (可搬型) による原子炉への注水	(1人) a	(1人) a	-	-	(10人) a	(10人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												運転開始の開始は、可搬型代替注水ポンプ (4台) の抽込開始から開始し、運転開始から開始する。	
代替循環冷却系 運転開始	(5人) a, b	(5人) a, b	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]													
代替循環冷却系 運転状態監視	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												運転開始	
代替循環冷却系 (運転上考慮せず) 再稼働	(1人) b	(1人) b	-	-	-	-	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												再稼働後は「7.2.1.2-6」の作業を準備して対応する。	
抽込準備	-	-	-	-	(2人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												タンクローリー (4台) 調整に応じて運転開始から開始	
抽込作業	-	-	-	-	(2人) a	(2人) a	[Gantt chart showing operations from 0 to 60 minutes]												運転開始	

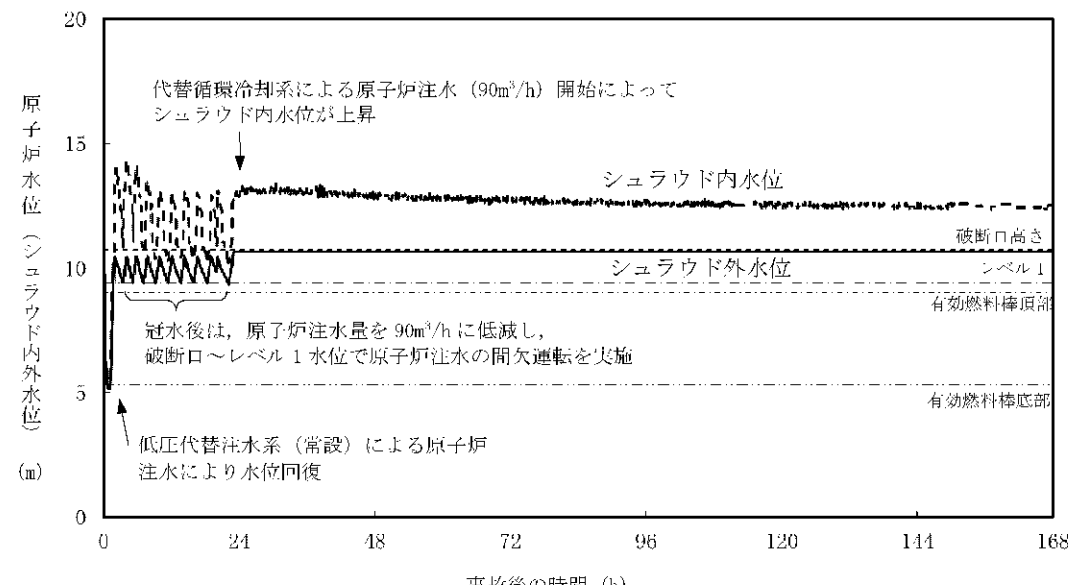
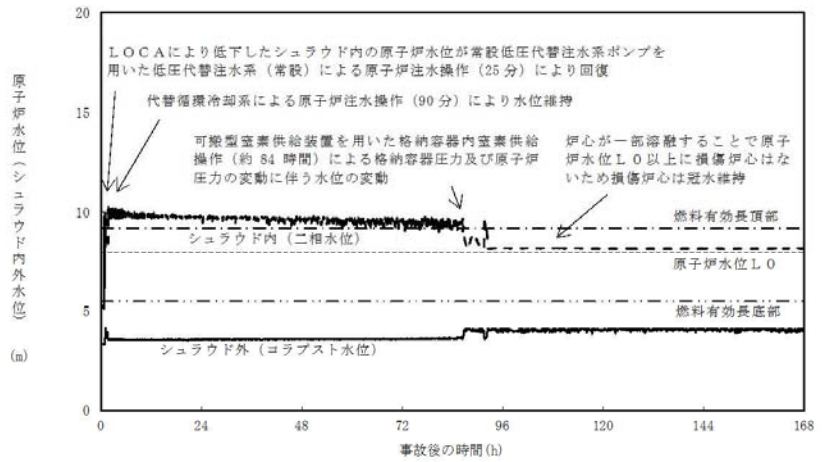
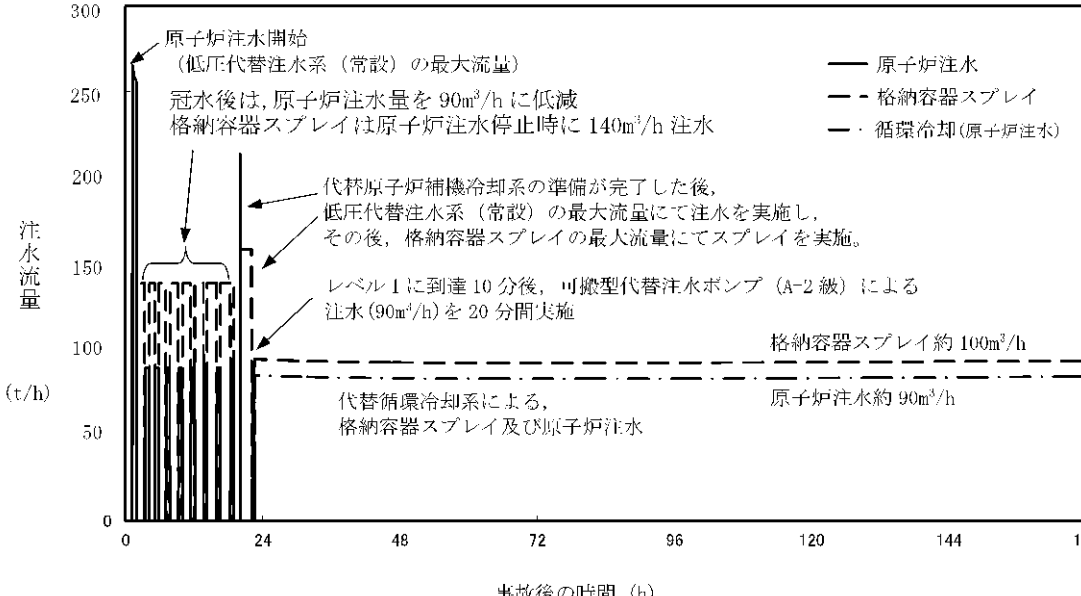
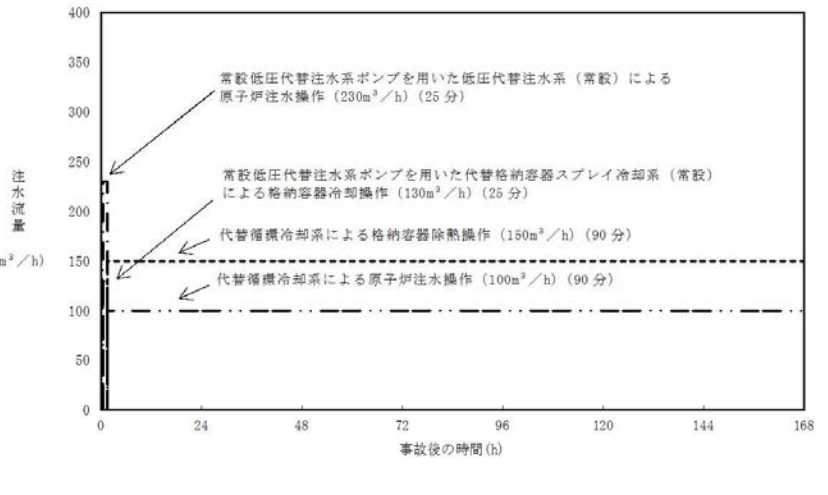
第 7.2.1.2-6 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用する場合) (2/2)

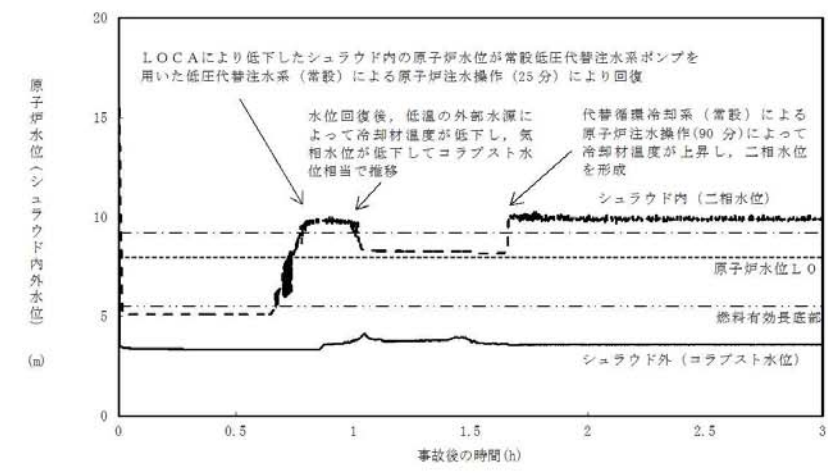
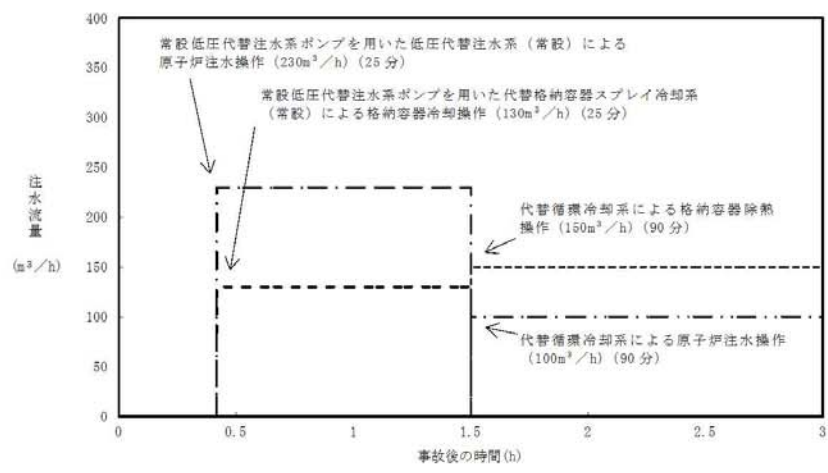
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所				備考
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）				
				経過時間（時間）
				12 24 36 48 60 72 84 96 108 120 132 144 156 168 170
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は操作前後移動してきた要員			備考
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)	
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 A	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作</li> <li>●代替燃料プール冷却系起動操作</li> </ul>
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	—	—	10人 c~1	<ul style="list-style-type: none"> <li>●可搬型代替注水大型ポンプ準備、ホース敷設等</li> </ul>
可搬型空素供給装置を用いた格納容器内空素供給操作	—	—	【4人】 e~h	<ul style="list-style-type: none"> <li>●可搬型空素供給装置起動準備操作</li> </ul>
タンクローリによる燃料補給操作	—	—	2人 (招集)	<ul style="list-style-type: none"> <li>●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給</li> <li>●可搬型空素供給装置への給油</li> </ul>
必要員合計	2人 A, B	2人 C, D	12人 a~1 及び招集2人	

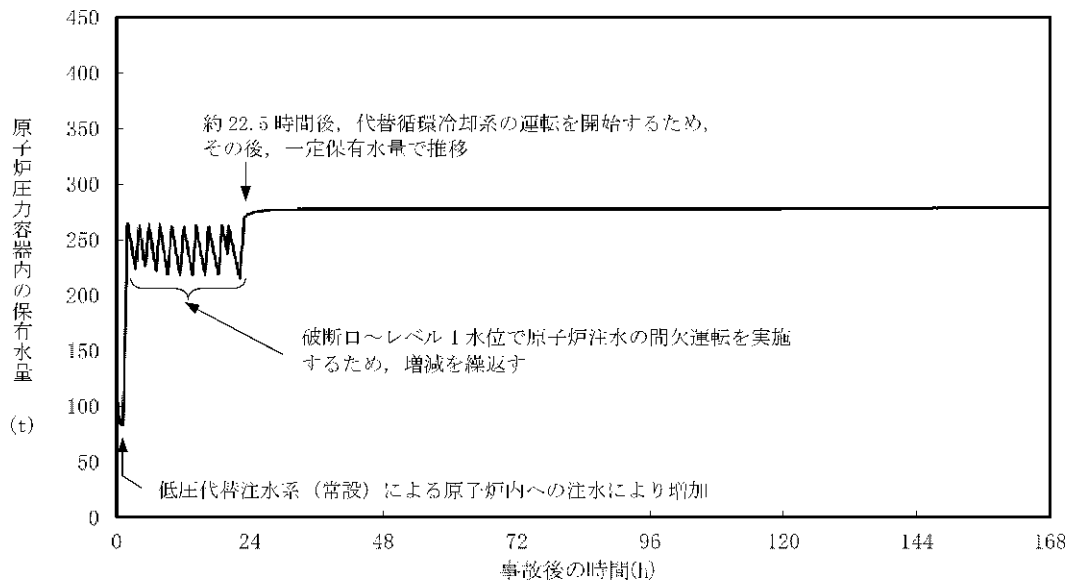
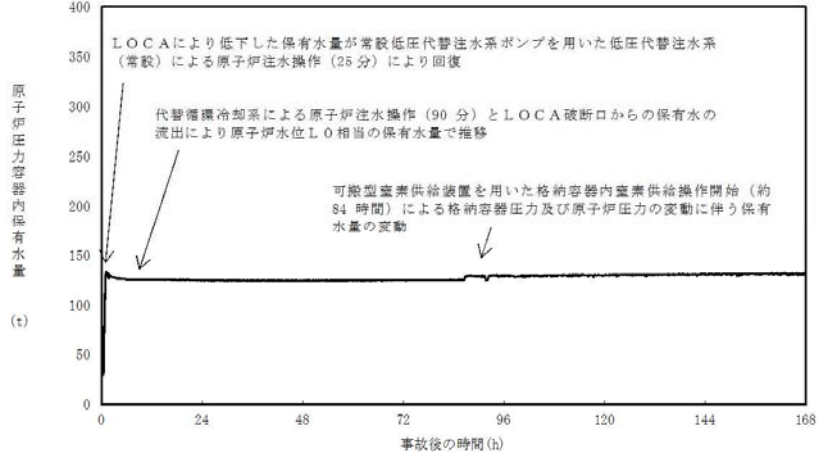
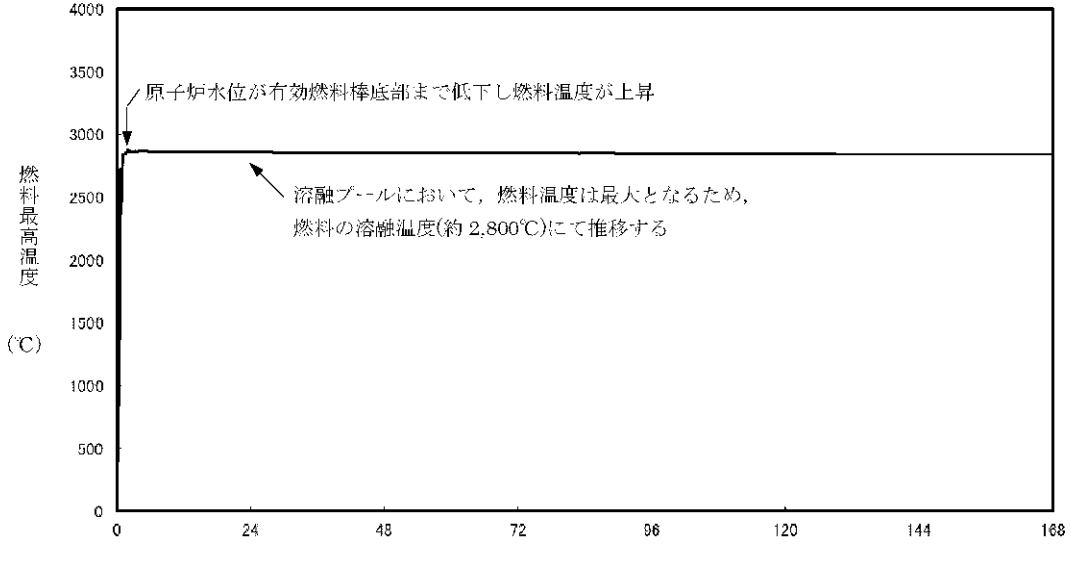
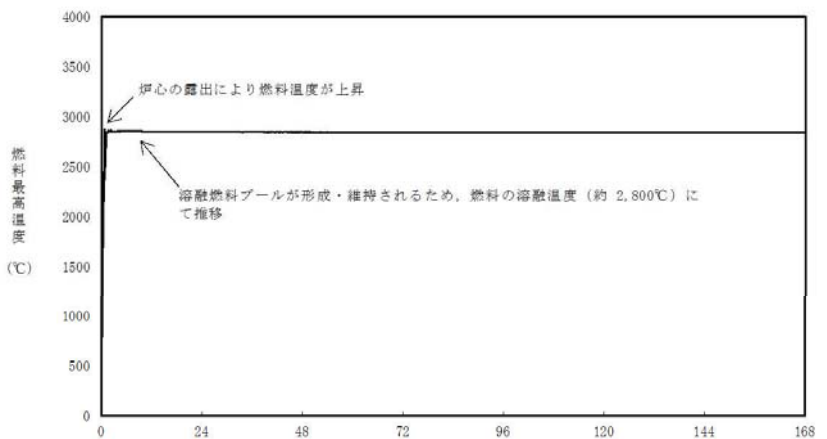
第 3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（2/2）

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
 <p>原子炉水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水 (90m<sup>3</sup>/h) 開始によってシュラウド内水位が上昇</p> <p>シュラウド内水位</p> <p>破断口高さ</p> <p>シュラウド外水位</p> <p>レベル1</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>冠水後は、原子炉注水量を90m<sup>3</sup>/hに低減し、破断口～レベル1水位で原子炉注水の間欠運転を実施</p> <p>有効燃料棒底部</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水により水位回復</p>	 <p>原子炉水位 (シュラウド内外水位) (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>LOCAにより低下したシュラウド内の原子炉水位が常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作 (25分) により回復</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水操作 (90分) により水位維持</p> <p>可燃型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作 (約84時間) による格納容器圧力及び原子炉圧力の変動に伴う水位の変動</p> <p>炉心が一部溶融することで原子炉水位LO以上で損傷炉心はないため損傷炉心は冠水維持</p> <p>燃料有効長頂部</p> <p>シュラウド内 (二相水位)</p> <p>原子炉水位LO</p> <p>燃料有効長底部</p> <p>シュラウド外 (コラバスト水位)</p>	備考
<p>第7.2.1.2-7図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第3.1.2-4図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	
 <p>注水流量 (t/h)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>原子炉注水開始 (低圧代替注水系 (常設) の最大流量)</p> <p>冠水後は、原子炉注水量を90m<sup>3</sup>/hに低減</p> <p>格納容器スプレイは原子炉注水停止時に140m<sup>3</sup>/h注水</p> <p>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、低圧代替注水系 (常設) の最大流量にて注水を実施し、その後、格納容器スプレイの最大流量にてスプレイを実施。</p> <p>レベル1に到達10分後、可燃型代替注水ポンプ (A-2級) による注水 (90m<sup>3</sup>/h) を20分間実施</p> <p>格納容器スプレイ約100m<sup>3</sup>/h</p> <p>代替循環冷却系による、格納容器スプレイ及び原子炉注水</p> <p>原子炉注水約90m<sup>3</sup>/h</p> <p>— 原子炉注水</p> <p>- - 格納容器スプレイ</p> <p>- · 循環冷却 (原子炉注水)</p>	 <p>注水流量 (m<sup>3</sup>/h)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作 (230m<sup>3</sup>/h) (25分)</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (130m<sup>3</sup>/h) (25分)</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱操作 (150m<sup>3</sup>/h) (90分)</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水操作 (100m<sup>3</sup>/h) (90分)</p>	備考
<p>第7.2.1.2-8図 注水流量の推移</p>	<p>第3.1.2-5図 注水流量の推移</p> <p>3.1.2-49</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	 <p>第 3.1.2-6 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (～3 時間)</p>	
	 <p>第 3.1.2-7 図 注水流量の推移 (～3 時間)</p> <p>3.1.2-50</p>	

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

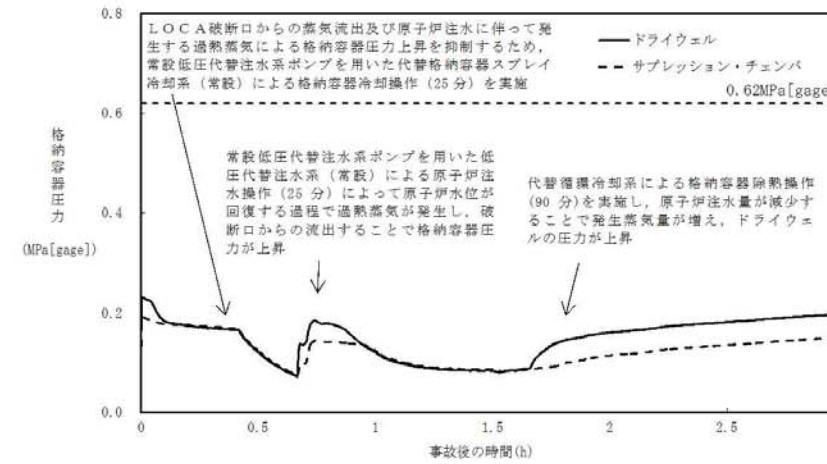
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
 <p>第 7. 2. 1. 2-9 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	 <p>第 3. 1. 2-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	
 <p>第 7. 2. 1. 2-10 図 燃料最高温度の推移</p>	 <p>第 3. 1. 2-9 図 燃料最高温度の推移</p> <p>3. 1. 2-51</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.1.2-11 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.1.2-10 図 格納容器圧力の推移</p>	
<p>第 7.2.1.2-12 図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 3.1.2-11 図 格納容器雰囲気温度の推移</p>	
	<p>3.1.2-52</p>	

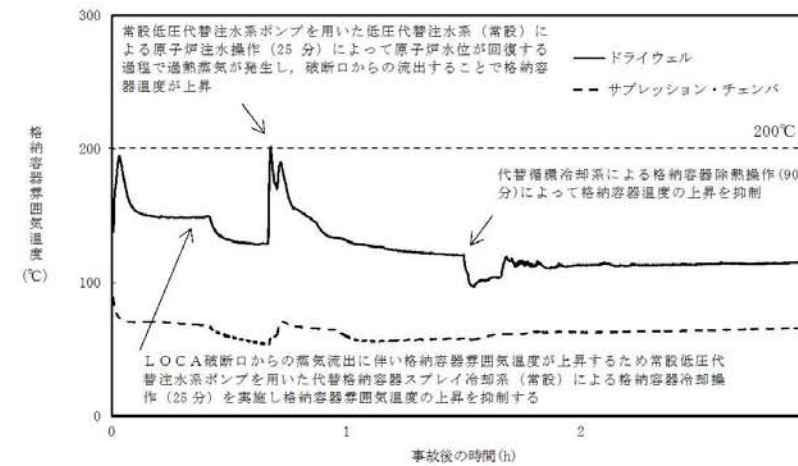
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



第 3.1.2-12 図 格納容器圧力の推移 (～3 時間)



第 3.1.2-13 図 格納容器雰囲気温度の推移 (～3 時間)

3.1.2-53

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7. 2. 1. 2-13 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 3. 1. 2-14 図 サプレッション・プール水位の推移</p>	
<p>第 7. 2. 1. 2-14 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>第 3. 1. 2-15 図 サプレッション・プール水温の推移</p>	
	<p>3. 1. 2-54</p>	



柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.1.2-15 図 格納容器圧力の推移 (Excessive LOCA の発生を考慮した場合)</p>	<p>第 3.1.2-16 図 格納容器圧力の推移 (Excessive LOCA の発生を考慮した場合)</p>	<p>備考</p>
<p>第 7.2.1.2-16 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 3.1.2-17 図 格納容器雰囲気温度の推移 (Excessive LOCA の発生を考慮した場合)</p> <p>3.1.2-55</p>	<p>備考</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合                      7.2.1.3.1 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。</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 7.2.1.3 - 1 図から第 7.2.1.3 - 3 図に，対応手順の概要を第 7.2.1.3 - 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 7.2.1.3 - 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，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 7.2.1.3 - 5 図に示す。</p> <p>なお，評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を評価事故シーケンスと比較し，必要な要員数を確認した結果，28 名で対処可能である。</p> <p>1 有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員 4 名を含めると，緊急時対策要員（現場）が 12 名，合計が 32 名になる。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認                      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，「7.2.1.2.1 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>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。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて，格納容器の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため，初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備する。また，安定状態に向けた対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。対策の概略系統図を第 3.1.3-1 図に，対応手順の概要を第 3.1.3-2 図に示すとともに，対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における手順と設備との関係を第 3.1.3-1 表に示す。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.1）</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，必要な要員は初動対応要員 21 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 5 名である。</p> <p>初動対応要員の内訳は，発電長 1 名，副発電長 1 名，運転操作対応を行う運転員 5 名，通報連絡等を行う災害対策要員 2 名，現場操作を行う重大事故等対応要員 12 名である。</p> <p>招集要員の内訳は，燃料補給作業を行う重大事故等対応要員 2 名，現場手動による格納容器ベント操作を行う重大事故等対応要員 3 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3-3 図に示す。</p> <p>なお，評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を評価事故シーケンスと比較し必要な要員数を確認した結果，初動対応要員 21 名及び招集要員 5 名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認                      原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認については，「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム，LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認」と同じ。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失の確認                      原子炉への注水機能喪失の確認については，「3.1.2.1 b. 原子炉への注水機能喪失の確認」と同じ。</p>	<p>・東海第二では「代替循環冷却系を使用する場合」と同様に，対策手段を記載</p> <p>・プラント基数，設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが，タイムチャートにより要員の充足性は確認される</p> <p>・東海第二では招集要員は 2 時間以内に参集可能なことを確認していることから，2 時間以降に期待する評価としている</p> <p>・東海第二では格納容器頂部注水の着手判断に達しないため実施しない</p> <p>・記載箇所の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備            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，「7.2.1.2.1 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，「7.2.1.2.1 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，「7.2.1.2.1 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，「7.2.1.2.1 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>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。            （添付資料3.1.3.1）</p> <p>d. 早期の電源回復不能の確認            早期の電源回復不能の確認については，「3.1.2.1 d. 早期の電源回復不能の確認」と同じ。</p> <p>e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作            常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，「3.1.2.1 e. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作」と同じ。            （添付資料3.1.2.2，3.1.3.2）</p> <p>f. 電源確保操作対応            電源確保操作対応については，「3.1.2.1 f. 電源確保操作対応」と同じ。</p> <p>g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作            可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作については，「3.1.2.1 g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作」と同じ。</p> <p>h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作            常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作については，「3.1.2.1 h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作」と同じ。</p> <p>i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作            原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作については，「3.1.2.1 i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作」と同じ。</p> <p>j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作            ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作については，「3.1.2.1 j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作」と同じ。</p> <p>k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>・東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施可能な設備及び運用としている</p> <p>・東海第二では，解析上考慮しない操作も含め，手順に従い必ず実施する操作を記載</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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、            「7.2.1.2.1 f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却」と            同じ。</p> <p>格納容器スプレイを継続することによりサプレッション・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。            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            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</p>	<p>器下部水位確保操作            常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容            器下部水位確保操作については、「3.1.2.1 m. 常設低圧代替注水系ポンプを用            いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作」と同じ。</p> <p>l. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作            水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作については、「3.1.2.1 n. 水素濃            度及び酸素濃度監視設備の起動操作」と同じ。</p> <p>m. サプレッション・プールpH制御装置による薬液注入操作            サプレッション・プールpH制御装置による薬液注入操作については、            「3.1.2.1 o. サプレッション・プールpH制御装置による薬液注入操作」と同            じ。</p> <p>n. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によ            る格納容器冷却操作            格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納            容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。格納容器圧力が465kPa[gage]に到達            した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用い            た代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施し、格納容器            圧力が400kPa[gage]到達により格納容器冷却を停止する。以降、常設低圧代替注            水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により、格納容            器圧力を400kPa[gage]から465kPa[gage]の範囲で制御する。これは、格納容器            圧力を400kPa[gage]から465kPa[gage]の高い領域で維持することでスプレイ効            果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装            置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するた            めの運用として設定している。            常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によ            る格納容器冷却に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等            である。            常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によ            る格納容器冷却に伴い、サプレッション・プール水位は徐々に上昇する。格納容            器ベントに伴うサプレッション・プール水位の上昇（約2m）を考慮しても、サブ            レッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないようにサプレッショ            ン・プール水位が通常水位+6.5mで格納容器冷却を停止する。            常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によ            る格納容器冷却の停止を確認するために必要な計装設備はサプレッション・プール            水位である。</p> <p>o. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（サプレッション・チェンバ            側）            サプレッション・プール水位が通常水位+5.5mに到達した時点で、格納容器圧</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>7.2.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価            (1) 有効性評価の方法            本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは，「6.2 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>力逃がし装置による格納容器除熱の準備として，中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置一次隔離弁の開操作を実施する。</p> <p>さらに，サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m に到達した場合，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後，中央制御室からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置二次隔離弁を全開としサプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は，サプレッション・チェンバ圧力等である。</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・プール水位等である。</p> <p>以降，損傷炉心の冷却は，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により継続的に行い，また，格納容器除熱は，格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。</p> <p>p . 使用済燃料プールの冷却操作            使用済燃料プールの冷却操作については，「3.1.2.1 p . 使用済燃料プールの冷却操作」と同じ。</p> <p>q . 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作            アクセスルートの復旧，可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等の実施後，代替淡水貯槽の残量に応じて，可搬型代替注水大型ポンプにより北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作に必要な計装設備は，代替淡水貯槽水位である。</p> <p>r . タンクローリによる燃料補給操作            タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。</p> <p>3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価            (1) 有効性評価の方法            本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く，格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA に加えて，ECCS 注水機能が喪失する「大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」である。</p> <p>なお，本評価事故シーケンスにおいては，電源の復旧，注水機能の確保等，必要となる事故対処設備が多く，格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から，全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p>	<p>・ 対応手順の相違</p> <p>・ 東海第二では，解析上考慮しない操作も含め，手順に従い必ず実施する操作を記載</p> <p>・ 文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない</p> <p>・ 東海第二では，有効性評価における考慮として全交流動力電源喪失の重畳を仮定</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>本評価事故シナリオでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・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、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本評価事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.1.3-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起因事象                      起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<b>残留熱除去系の吸込配管</b>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>本評価事故シナリオでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の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、格納容器雰囲気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、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      本評価事故シナリオに対する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、本評価事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起因事象                      起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<b>再循環系の吸込配管</b>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                      高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が機能喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。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する。                      安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生                      水素の発生については、ジルコニウム - 水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p>	<p>・ BWR 5 と A BWR の設計の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、<b>事象の発生と同時に発生するものとする。</b></p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 <b>最大 300m<sup>3</sup>/h</b> にて原子炉注水し、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<b>弁の切替えにて実施する。</b></p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却 格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、<b>140m<sup>3</sup>/h</b> にて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<b>弁の切替えにて実施する。</b></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 <b>格納容器圧力 0.62MPa[gage]における最大排出流量 31.6kg/s</b> に対して、<b>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）</b>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、「6.3.5 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、<b>事象発生 70 分後</b>から開始する。</p>	<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム 原子炉スクラムは、<b>原子炉水位低（レベル3）</b>信号によるものとする。</p> <p>(b) <b>主蒸気隔離弁</b> <b>主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。</b></p> <p>(c) <b>再循環ポンプ</b> <b>再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</b></p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設） 原子炉注水は <b>230m<sup>3</sup>/h（一定）</b>を用いるものとし、原子炉水位 L 0 まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水するものとする。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器冷却と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて<b>流量配分することで実施する。</b> (添付資料 3.1.2.3)</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 格納容器冷却は、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、<b>130m<sup>3</sup>/h（一定）</b>を用いるものとする。なお、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて<b>流量分配することで実施する。</b> (添付資料 3.1.2.3)</p> <p>(f) <b>格納容器下部注水系（常設）</b> <b>格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL(ドライウェル部)のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。</b></p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置 <b>サプレッション・チェンバ圧力 310kPa[gage]において、13.4 kg/s の排気流量にて格納容器除熱を実施するものとする。</b></p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた<b>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後</b>から開始する。なお、代替循環冷却系による格納容器除熱ができないこと及び原子炉水位 L 0 まで回復したことを確認し、原子炉注水流量を崩壊熱相</p>	<p>・東海第二では、原子炉水位の低下を厳しくする条件として、外部電源がある場合の原子炉水位低(レベル3)信号による原子炉スクラムを設定</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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、<b>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。</b>                  なお、格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇（約 2m）を考慮し、サブプレッション・チェンバ・プール水位が<b>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。</b></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、<b>格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</b></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、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。                  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。                  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。  <math display="block">\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = f_{\text{Cs}} \times \text{Bq}_{\text{Cs-137}} \times (1/\text{DF})</math> <math display="block">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}})</math>                 f<sub>Cs</sub>：原子炉格納容器からのセシウムの放出割合                  f<sub>CsI</sub>：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<sub>CsOH</sub>：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<sub>I</sub>：よう素の初期重量（kg）                  M<sub>Cs</sub>：セシウムの初期重量（kg）                  W<sub>I</sub>：よう素の分子量（kg/kmol）                  W<sub>Cs</sub>：セシウムの分子量（kg/kmol）                  Bq<sub>Cs-137</sub>：Cs-137 の炉内内蔵量（Bq）                  DF：格納容器圧力逃がし装置の除染係数</p> <p>d. 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p>	<p><b>当に調整するとともに、格納容器冷却を停止する。</b></p> <p>(b) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、<b>格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合に開始し、400kPa[gage]に到達した場合は停止する。</b>なお、格納容器スプレイはサブプレッション・プール水位が<b>通常水位 + 6.5m に到達した場合に格納容器冷却を停止する。</b></p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、<b>サブプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後に実施する。</b></p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137 放出量評価）の条件</p> <p>(a) 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>(b) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</p> <p>(c) 格納容器内に放出された Cs-137 は、格納容器スプレイやサブプレッション・プールでのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。</p> <p>(d) 格納容器圧力逃がし装置を介して大気中へ放出される Cs-137 の放出量評</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・東海第二は評価の詳細を添付資料に記載</p> <p>・記載箇所の相違</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>e. 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</p> <p>f. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。 漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 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>(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 7.2.1.3 - 6 図から第 7.2.1.3 - 8 図に、燃料最高温度の推移を第 7.2.1.3 - 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 7.2.1.3 - 10 図から第 7.2.1.3 - 13 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。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>価条件は以下のとおりとする。</p> <p>) サプレッション・チェンバ又はドライウェルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出するものとする。</p> <p>) 格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。</p> <p>) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタによる除去係数は、1,000（設計値）とする。</p> <p>(e) 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs - 137 の漏えい量評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率及び A E C の式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。</p> <p>) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）により原子炉建屋の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。また、原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は、大気への放出率を 1 回/日（設計値）とする。</p> <p>なお、原子炉建屋ガス処理系は、常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生 115 分後に起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。</p> <p>) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び除去効果は考慮しないものとする。</p> <p>（添付資料 3.1.3.3 , 3.1.3.4 , 3.1.3.5）</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量、原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3-4 図から第 3.1.3-8 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3-9 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.3-10 図から第 3.1.3-15 図に示す。</p> <p>a . 事象進展 大破断 L O C A 時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727 ）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 9 分後に 1,200 に到達し、また、事象発生から約 27 分後に燃料温度は 2,500K（約 2,227 ）に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替高圧電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ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</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。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。</p> <p>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。</p> <p>格納容器温度は、格納容器ベントによる格納容器温度低下後、溶融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントによる格納容器圧力低下後、徐々に低下する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第7.2.1.3-10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、</p>	<p>心は冠水する。</p> <p>(添付資料3.1.2.6)</p> <p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。このため、原子炉注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</p> <p>原子炉水位が原子炉水位L0に回復後、サプレッション・プール水位の上昇を抑制するため、崩壊熱による蒸発量相当の原子炉注水流量とすることで原子炉水位L0を維持するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を一時停止する。</p> <p>その後、崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等の格納容器内への放出により、格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。そのため、再度、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</p> <p>ベントラインの水没防止のために、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作に伴うサプレッション・プール水位の上昇（約2m）を考慮し、サプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。事象発生から約19時間経過した時点でサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達するため、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させる。格納容器雰囲気温度は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施後、溶融炉心からの放熱によって上昇傾向となる期間が生じるが、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除熱操作の実施により低下する。なお、格納容器除熱実施時のサプレッション・プール水位は、ベント管真空破壊装置及びサプレッション・チェンバ側のベントライン設置高さと比較して十分に低く推移するため、これらの設備の機能は維持される。</p> <p>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、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約0.47MPa[gage]となり、評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回る。なお、格納容器バウンダリにかかる</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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7.2.1.3 - 11 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 165 となり、原子炉格納容器の限界温度 200 を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約 207 となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 144 であり、原子炉格納容器の限界温度 200 を超えない。</p> <p>サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 <math>1.4 \times 10^{-3}</math> TBq (7 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p>ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 2.0TBq (7 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p>なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 14TBq (7 日間) となる。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に、ドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 16TBq (7 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による総放出量は、約 <math>4.0 \times 10^{-3}</math> TBq (30 日間) 及び約 <math>8.5 \times 10^{-3}</math> TBq (100 日間) である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約 3.1TBq (30 日間) 及び約 3.2TBq (100 日間) である。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 18TBq (30 日間) 及び約 18TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p>第 7.2.1.3 - 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 7.2.1.3 - 10 図に示すとおり、原子</p>	<p>圧力が最大となる事象発生約 18 時間後（最も遅く最大値に到達する時間）において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の約 2% であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第 3.1.3-11 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約 157 となり、評価項目である 200 を下回る。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202 となるが、この時の格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137 であり、評価項目である 200 を下回る。</p> <p>（添付資料 3.1.2.8）</p> <p>大気中への Cs - 137 放出量について、ベントラインへの移行量においては保守的に格納容器からの漏えいがない場合を想定し評価しており、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の格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs - 137 の放出量は約 <math>1.2 \times 10^{-4}</math> TBq (事象発生 7 日間) であり、評価項目である 100TBq を下回る。また、ドライウエルのベントラインを経由した場合の放出量は約 3.7TBq (事象発生 7 日間) であり、評価項目である 100TBq を下回る。</p> <p>原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs - 137 の漏えい量については、約 14.3TBq (事象発生 7 日間) であり、格納容器からの漏えいがない場合の評価におけるサブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気への Cs - 137 の放出量を加えた場合でも、約 15TBq (事象発生 7 日間) であり、評価項目である 100TBq を下回る。なお、ドライウエルのベントラインを経由した場合の放出量を加えた場合でも、約 18TBq (事象発生 7 日間) であり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生 7 日間以降、Cs - 137 の放出が継続した場合の放出量評価を行った結果、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の格納容器逃がし装置による放出量は、約 <math>1.2 \times 10^{-4}</math> TBq (30 日間) 及び <math>1.4 \times 10^{-4}</math> TBq (100 日間) であり、原子炉建屋から大気中への Cs - 137 の漏えい量を加えた場合でも、約 15TBq (30 日間) 及び約 15TBq (100 日間) であり、いずれの場合も 100TBq を下回る。</p> <p>（添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4, 3.1.3.5）</p> <p>第 3.1.3-4 図及び第 3.1.3-7 図に示すとおり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の継続により炉心が冠水し、炉心</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)，(2)及び(3)の評価項目について，対策の有効性を確認した。</p> <p>7.2.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価                  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。                  格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）では，原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム - 水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄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（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                  本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。                  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</p>	<p>の冷却が維持される。その後は，第 3.1.3-14 図に示すとおり，約 19 時間後にサブプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m に到達した時点で，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では，「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」のうち，(1)から(3)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認した。                  （添付資料 3.1.3.6）</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                  解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲としては，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。                  格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）では，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム - 水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積す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，常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価                  本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。                  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，炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については，高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合，速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており，燃料被覆管温度等のパラメータを操作開始の起点としている</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP</p>	<p>運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</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 S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード M A A P の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード S A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は H D R 実験解析において区画によって格納容器雰囲気温度を十数 程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは T M I 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 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（ F P ）挙動モデルは P H E B U S - F P 実験解析により</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>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>原子炉圧力容器内への F P 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 F P 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を推測され、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 F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器内 F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 F P 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 3.1.3.7）</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が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム - 水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）では、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数 程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においては不確かさが小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認しており，事象進展はほぼ変わらないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（FP）挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では，燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが，小規模体系の模擬性が原因と推測され，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（FP）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって，大気中への Cs-137 の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお，本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は，評価項目（100TBq を下回っていること）に対して，サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 <math>1.4 \times 10^{-3}</math> 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。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 7.2.1.3-2 表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものであり，その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが，操作手順（原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認しており，事象進展はほぼ変わらないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 F P 挙動及び炉心損傷後の格納容器内 F P 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（F P）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 F P 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 F P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが，小規模体系の模擬性が原因と推測され，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の格納容器における格納容器内 F P 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（F P）挙動モデルは，ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることが確認されている。したがって，大気中への Cs-137 の放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお，本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量は，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 <math>1.2 \times 10^{-4}</math> TBq（7 日間），ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 3.7TBq（7 日間）であり，評価項目である 100TBq に対して余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.3.7）</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 3.1.3-2 表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等の最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対して最確条件は 33Gwd/t 以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが，操作手順（常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作を実施する</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であることから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は，解析条件の不確かさとして，実際の流量が解析より多い場合，格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが，操作手順に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり，その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和され，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが，格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，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 7.2.1.2 - 15</p>	<p>こと）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部，サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，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（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施すること）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>機器条件の低圧代替注水系（常設）は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復が早くなる可能性がある。溶融炉心の冠水後の操作として崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であることから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は，解析条件の不確かさとして，実際の流量が解析より多い場合，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが，操作手順に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.12，3.1.3.7）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は 33GWd/t 以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱がおおむね小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和され，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は格納容器スプレイ及び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，格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の気相部及び液相部，サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合</p>	



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>図及び第 7.2.1.2 - 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>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</p>	<p>と同程度であり、第 3.1.2-16 図及び第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器圧力及び温度は、それぞれ評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）及び 200 を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）は原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度の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>(添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.7)</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>操作条件の代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 25 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位 L 0 まで回復した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量に変更するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。当該操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力 465kPa[gage] 到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解</p>	<p>・対応手順の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は 190 を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、実態の操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。代替格納容器スプレイへの切替え後、原子炉水位が原子炉水位低（レベル1）まで低下した場合、低圧代替注水系（常設）へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力 0.62MPa[gage] 接近時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力が 0.62MPa[gage] に接近するのは、事象発生から約 38 時間後である。また、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、格納容器圧力 0.62MPa[gage] に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。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>(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</p>	<p>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くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として、サブプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準（サブプレッション・プール水位通常水位 + 6.5m）に到達するのは、事象発生からの約 19 時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサブプレッション・プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サブプレッション・プール水位通常水位 + 6.5m 到達時に速やかに格納容器除熱をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。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くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.3.7)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器冷却操作の開始は原子炉水位 L 0 まで水位</p>	<p>・対応手順の相違（東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施）</p> <p>・対応手順の相違（東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施）</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>(3) 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 7.2.1.3 - 14 図から第 7.2.1.3 - 16 図に示すとおり、事象発生から <b>90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）</b> までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から 90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約 2.3 時間後であるため、現行の 2 時間に対して約 20 分程度の準備時間を確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>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>(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</p>	<p>回復し格納容器冷却を一時停止させた後、格納容器圧力 465kPa[gage]到達時点となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。                      （添付資料 3.1.3.7）</p> <p>(3) 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。                      操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3-16 図から第 3.1.3-18 図に示すとおり、事象発生から <b>50 分後（操作開始時間の 25 分程度の遅れ）</b> までに常設代替高圧電源装置からの受電操作を行い、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作については、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作開始までの時間は、事象発生から約 3.9 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>なお、操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）に到達するまでの時間は事象発生後約 14 時間後であり、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 19 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。                      （添付資料 3.1.3.7, 3.1.3.8）</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</p>	<p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>7.2.1.3.4 必要な要員及び資源の評価            (1) 必要な要員の評価            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、「7.2.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウエル注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。            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            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、「7.5.1(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7,400m<sup>3</sup>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14,800m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能である。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>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</p>	<p>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            (1) 必要な要員の評価            格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策に必要な初動対応要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で示す運転員及び災害対策要員の39名で対処可能である。            また、事象発生2時間以降に必要な招集要員は5名であり、発電所構外から2時間以内に招集可能な要員の71名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価            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、以下のとおりである。</p> <p>a. 水源            常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却については、7日間の対応を考慮すると、合計約5,490m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m<sup>3</sup>、北側淡水池に約2,500m<sup>3</sup>及び高所淡水池に約2,500m<sup>3</sup>の水を保有しており、可搬型代替注水大型ポンプを用いて、北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽への補給を行うことで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく、7日間の注水継続が可能である。            （添付資料3.1.3.9）</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、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから、常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の継続が可能である。            可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への給水については、事象発生</p>	<p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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）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>c. 電源          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1台あたり2,950kWであり，必要負荷に対しての電源供給が可能である。          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>7.2.1.3.5 結論          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溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム - 水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって，格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「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定し，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施することにより，原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果，ジルコニウム - 水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。</p>	<p>からの運転を想定すると，7日間の運転継続に約36.6kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有していることから，可搬型代替注水大型ポンプによる給水について，7日間の継続が可能である。          （添付資料3.1.3.10）</p> <p>c. 電源          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約2,186kW必要となるが，常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は5,520kWであり，必要負荷に対しての電源供給が可能である。          （添付資料3.1.3.11）</p> <p>3.1.3.5 結論          格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では，格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム - 水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって，格納容器圧力及び温度が徐々に上昇し，格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては，初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段を整備している。また，安定状態に向けた対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」について，代替循環冷却系を使用しない場合を想定し，格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を継続し，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施することで，格納容器冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果，ジルコニウム - 水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持することができる。</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，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>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，外部支援を考慮しないとしても，7日間以上の供給が 可能である。</p> <p>以上のことから，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，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	

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

第 7.2.1.3-1 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 )

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交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。	-	平均出力傾成モニタ 起動傾成モニタ
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	-	【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心江水系系統流量】 【残置熱除去系系統流量】
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心準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼルの電機が機能喪失する。これにより炉内高圧系統 ( 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うちに、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。	炉内高圧式直流電源設備	-
炉心損傷確認	大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交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により炉心損傷に至る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。	-	格納容器内雰囲気放射線レベル ( D/W ) 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 )
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後、低圧代替注水系 ( 常設 ) による原子炉注水を開始する。 ドライウェン雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、崩壊熱及び原子炉注水量から推定して把握する。	常設代替交流電源設備 復元移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ ( 6.9 級 ) タンクローリ ( 4kL, 16kL ) 原子炉圧力 ( SA ) 原子炉圧力 復水補給水流量 ( RHR B 系代替注水流量 ) 復水貯蔵槽水位 ( SA ) ドライウェン雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備 ( 設計基準仕様 )

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム、LOCA 発生及び全交流動力電源喪失の確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失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。 主蒸気隔離弁が閉止するとともに、再循環ポンプが停止したことを確認する。 格納容器圧力が 13.7MPa [ gauge ] に到達したことにより LOCA が発生したことを確認する。	所内常設直流電源設備 主蒸気隔離弁	-	平均出力傾成計装 起動傾成計装 原子炉圧力 原子炉圧力 ( SA ) M/C 2C 電圧 M/C 2D 電圧 緊急用 M/C 電圧 ドライウェン炉心圧力 サブプレッジョン・チェンハン炉心圧力 原子炉隔離時冷却系系統流量
原子炉への注水機能喪失の確認	原子炉水位が原子炉水位異常低下 ( レベル 2 ) 設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。 原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタ ( D/W ) 又は ( S/C ) の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上の場合とする。	所内常設直流電源設備	-	格納容器雰囲気放射線モニタ ( D/W ) 格納容器雰囲気放射線モニタ ( S/C )
早期の電源回復不能の確認	全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが、失敗したことを確認する。 中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。 以上より、早期の電源回復不能を確認する。	-	-	-

有効性評価上考慮しない操作

3.1.3-33

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

第7.2.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用しない場合）(2/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備	
		常設設備	計装設備
代替格納容器スポンジ冷却系（常設）による原子格納容器冷却	格納容器温度が190℃に到達した場合、推進手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スポンジ冷却系（常設）により原子格納容器冷却を実施する。 推進手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スポンジ冷却系を交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・ブール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・ブ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ポンジを停止する。	常設代替電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	トライウエール雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・ブール水位
格納容器圧力逃がし装置による原子格納容器冷却	格納容器圧力が0.62MPa[लग]に接近した場合、格納容器圧力逃がし装置による原子格納容器冷却を実施する。	格納容器圧力逃がし装置	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・ブール水位 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 フィルタ装置金属フィルタ圧

【 】：重大事故等対処設備（設計基準仕様）

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）(2/4)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設代替格納容器スポンジ冷却系（常設）による原子格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替格納容器スポンジ冷却系（常設）による原子格納容器冷却を実施する。</li> <li>緊急用母線の受電を確認後、原子炉冷却材浄化系吸込み弁の閉止操作を実施し、常設代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スポンジ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。</li> <li>原子炉冷却材喪失により、ドライウエール雰囲気温度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位レベル0以上まで注水させるために必要な注水量及び抽排熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に合わせた必要注水時間の原子炉注水を実施する。</li> <li>非常用ディーゼル発電機等の回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の回復操作を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプ</li> <li>代替格納容器</li> <li>常設代替格納容器スポンジ冷却系（常設）</li> <li>軽油貯蔵タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用M/C電圧</li> <li>低圧代替注水系格納容器スポンジ流量</li> <li>低圧代替注水系原子炉注水流量</li> <li>原子炉水位（広帯域、燃料域）</li> <li>原子炉水位（S/A広帯域、S/A燃料域）</li> <li>原子炉圧力</li> <li>ドライウエール雰囲気温度</li> <li>ドライウエール圧力</li> <li>サブプレッション・チェンバ・ブール水位</li> <li>代替格納容器</li> </ul>	
電源確保操作対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機絶電喪失の確認後、可搬型代替注水大型ポンプ準備及びピース転送等を実施する。</li> <li>常設代替格納容器スポンジ冷却系（常設）による原子格納容器冷却操作</li> <li>非常用母線の受電操作</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器</li> <li>常設代替格納容器スポンジ冷却系（常設）</li> <li>軽油貯蔵タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器</li> <li>可搬型代替注水大型ポンプ</li> <li>ピース転送</li> <li>M/C 2C電圧</li> <li>M/C 2D電圧</li> </ul>	

有効性評価上考慮しない操作

3.1.3-1

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考



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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考

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）(3/4)

操作及び確認	手順	重大事故等対策設備	
		常設設備	可搬設備
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高压電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</li> </ul>	中央制御室換気系（空気調和機ファン、フィルタ系ファン、高性能粒子フィルタ、チャコールフィルタ）非常用ガス処理系（排風機、フィルタトレイン）非常用ガス再循環系（排風機、フィルタトレイン）	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高压電源装置による非常用母線の受電後、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。</li> </ul>	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）への注水を実施する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替注水貯槽 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替注水貯槽水位
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施後、水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。</li> </ul>	常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）

有効性評価上考慮しない操作

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考

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）(4/4)

操作及び確認	手順	重大事故等対策設備		計装設備
		常設設備	可搬設備	
サブレーション・プ ールpH制御装置に よる薬液注入操作	・木素濃度及び酸濃度監視設備の起動操作を実施後、サブ レーション・プールpH制御装置（自主対策設備）による 薬液注入を行う。	-	-	-
常設低圧代替注水 ポンプを用いた代替 格納容器スプレイ冷 却系（常設）による 格納容器冷却操作	・格納容器圧力が465kPa[gage]に到達したことを確認した 場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容 器冷却を実施する。 ・格納容器圧力を465kPa[gage]と400kPa[gage]の間で制御 する。 ・格納容器圧力速がし装置による格納容器除熱操作に伴うサ ブレーション・プール水位上昇を考慮しても、サブレッシ ョン・プール水位がベントライン下部を超えないように格 納容器スプレイを停止する。 ・サブレーション・プール水位が通常水位+5.5mに到達 後、格納容器圧力速がし装置による格納容器除熱の準備を 開始する。 ・サブレーション・プール水位が通常水位+6.5mに到達 後、格納容器圧力速がし装置による格納容器除熱を開始す る。	常設低圧代替注 水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電 源装置 軽油貯蔵タンク	-	サブレーション・プール水位 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ 力 低圧代替注水系格納容器ス プレイ流量 代替淡水貯槽水位
格納容器圧力速がし 装置による格納容器 除熱操作	・サブレーション・プール水位が通常水位+5.5mに到達 後、格納容器圧力速がし装置による格納容器除熱の準備を 開始する。 ・サブレーション・プール水位が通常水位+6.5mに到達 後、格納容器圧力速がし装置による格納容器除熱を開始す る。	格納容器圧力速 がし装置 常設代替高圧電 源装置 軽油貯蔵タンク	-	サブレーション・プール水位 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ 力 フィルタ装置出口放射線モニ タ（高レンジ・低レンジ）
使用済燃料プールの 冷却操作	・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。	-	-	-
可搬型代替注水大型 ポンプを用いた水源 補給操作	・可搬型代替注水大型ポンプにより淡水貯水池から代替淡水 貯槽へ水源補給操作を実施する。	代替淡水貯槽	可搬型代替 注水大型ポ ンプ	代替淡水貯槽水位
タンクローリによる 燃料補給操作	・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代 替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。	可搬型設備用軽 油タンク	タンクロー リ	-

有効性評価上考慮しない操作

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

第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））  
 （代替循環冷却系を使用しない場合）（1/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa[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	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料（A型）	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積（ドライウエル）	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）
格納容器容積（ウエットウエル）	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウエットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）
真空破壊装置	3,43kPa （ドライウエル-サプレッション・チェンバ閾差圧）	真空破壊装置の設定値
サプレッション・チェンバ、プール水位	7.05m（通常運転水位）	通常運転時のサプレッション・チェンバ、プール水位として設定
サプレッション・チェンバ、プール水温	35℃	通常運転時のサプレッション・チェンバ、プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ （事象開始 12 時間以降は 45℃、 事象開始 24 時間以降は 40℃）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件

東海第二発電所

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）（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナクセスの重要現象を評価できる解析コード
原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+126cm）	通常運転水位を設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
燃料	9×9 燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力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
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd/t）	崩壊熱が大きいが原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
格納容器体積（ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定
格納容器体積（サプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が小さくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定

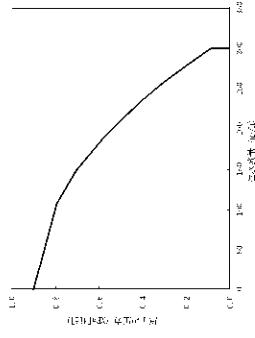
3.1.3-37

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機			東海第二発電所		備考
第7.2.1.3-2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）					
事故条件	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仮定することから、外部電源が喪失するものとして設定		
	水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない		
第3.1.3-2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）（2/5）					
初期条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
	サブプレッション・プールの水位	6.983m （通常水位-4.7cm）	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定		
	サブプレッション・プール水温度	32℃	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定		
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa （ドライウエル-サブプレッション・チェンバール間差圧）	設計値を設定		
	外部水源の温度	35℃	格納容器スプレレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定		
	ベデスタル（ドライウエル部）のプール水	考慮しない	ベデスタル（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ベデスタル（ドライウエル部）のプール水を考慮しない		

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）） （代替循環冷却系を使用しない場合）（3/4）				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定		
低圧代替注水系（常設）	最大 300m <sup>3</sup> /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イ冷却系（常設）	140m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定		
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が0.62MPa[gage]における最大排出流量31.6kg/sに対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積50%開）にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して、格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定		
重大事故等対策に関連する機器条件				
第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）） （代替循環冷却系を使用しない場合）（3/5）				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
起因事象	大破断LOCA 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウナダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定		
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重量を考慮し設定		
外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定		
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に対する影響が軽微であることから考慮していない		
3.1.3-39				

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）） （代替循環冷却系を使用しない場合）（4/4）				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	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 [gage] 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	
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）（4/5）				
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	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にて設定するものとして設定	
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定	
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	
	低圧代替注水系（常設）	注水流速：230m <sup>3</sup> /h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m <sup>3</sup> /h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制可能な流量として、運転手順に基づき設定	
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペデスタル（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。	
	格納容器圧力逃がし装置	排気特性：13.4kg/s（格納容器圧力 310kPa [gage] において）	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として、機器設計上の最低要求値である最少流量特性を設定	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考									
<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）（5/5）</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1347 1409 2021 1724">項目</th> <th data-bbox="1347 919 2021 1409">主要解析条件</th> <th data-bbox="1347 241 2021 919">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1412 1409 1834 1724">                     常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作                       代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作                       格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作                 </td> <td data-bbox="1412 919 1834 1409">                     事故発生から 25 分後                         格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時                 </td> <td data-bbox="1412 241 1834 919">                     常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定                         運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1834 1409 2021 1724">                     重大事故等対策に関連する操作条件                 </td> <td data-bbox="1834 919 2021 1409">                     サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後                 </td> <td data-bbox="1834 241 2021 919">                     評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）への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	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作  代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作  格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	事故発生から 25 分後    格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定    運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定	重大事故等対策に関連する操作条件	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後	評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）への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								
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作  代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作  格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	事故発生から 25 分後    格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定    運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定									
重大事故等対策に関連する操作条件	サプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後	評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）への到達防止を踏まえて設定									
	<p>3.1.3-41</p>										

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.1.3-1 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>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 ) ( 1/2 )                  ( 低圧代替注水系 ( 常設 ) による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系 ( 常設 ) による格納容器冷却段階)</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>第 7.2.1.3-2 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>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 ) ( 2/2 )                  ( 低圧代替注水系 ( 常設 ) による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階)</p>	

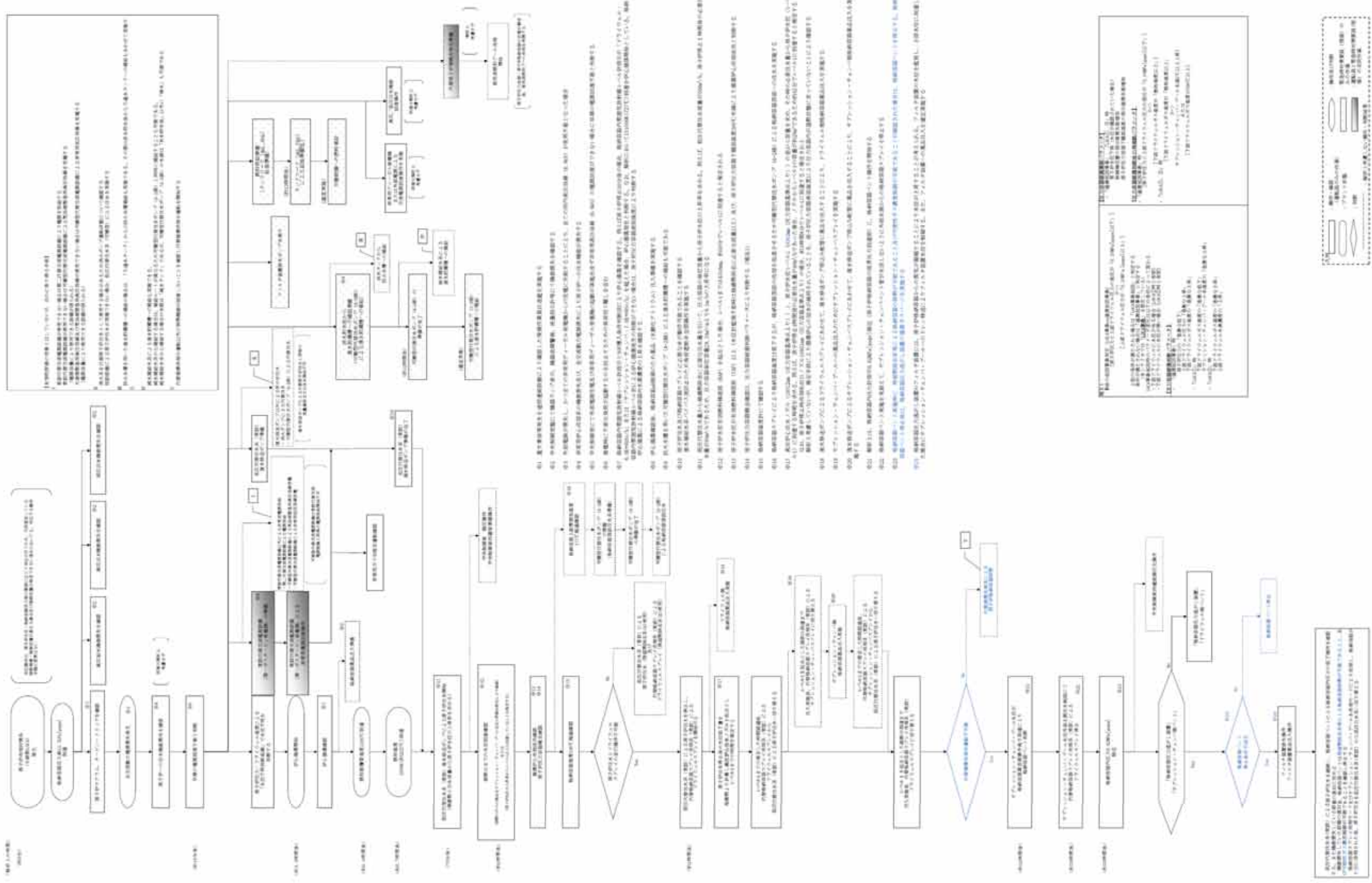




赤字：設備、運用又は体制の相違 ( 設計方針の相違 )  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 ( 記載方針の相違 )  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 ( 実質的な相違なし )

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

備考



第7.2.1.3-4 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)



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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機

備考

実施箇所・必要人員数							作業内容	経過時間 (分)	備考
責任者	当直員		1人		中央制御室 緊急時対策本部員				
指揮者	6号	当直員	1人	当直員	各号伊達船操作員				
連絡連絡者	緊急時対策本部員		3人		中央制御室 緊急時対策本部員				
作業項目	運転員 (中央制御室)		運転員 (船橋)		緊急時対策本部員 (船橋)		備考		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号			
状況判断	2人 A,B	2人 A,B	-	-	-	-	・格納容器の過圧・過温 ・圧力調整装置の異常 ・原子炉システム、タービン・コンデンサ	10	伊達船操作員による監視・調整
交流電源回復操作 (解放上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・非常用ディーゼル発電機 運転開始 ・外置電源 調整	10	伊達船操作員による監視・調整
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧操作 (解放上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・高圧系、原子炉冷却系停止、高圧注水装置、復旧操作 ・調査実施	10	伊達船操作員による監視・調整
原子炉格納容器内水素濃度監視	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・原子炉格納容器内水素濃度監視	10	遠隔監視
代替交流電源設備準備操作 (第一ボスターン発電機)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・第一ボスターン発電機 起動	10	
代替交流電源設備準備操作 (第二ボスターン発電機)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・第二ボスターン発電機 起動	10	
代替交流電源設備からの非常用高圧注水 (3系 発電機準備)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・非常用高圧注水 (3系 発電機準備)	10	
	-	-	0.5人 C,D	0.5人 E,F	-	-	・格納容器冷却水循環/調整	10	
	-	-	0.5人 G,H	0.5人 I,J	-	-	・格納容器冷却水循環/調整	10	
代替交流電源設備からの非常用高圧注水 (3系 発電機)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・非常用高圧注水 (3系 発電機)	10	
	-	-	0.5人 C,D	0.5人 E,F	-	-	・非常用高圧注水 (3系 発電機)	10	
代替交流電源設備からの非常用高圧注水 (3系 発電機準備)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・非常用高圧注水 (3系 発電機準備)	10	
	-	-	0.5人 C,D	0.5人 E,F	-	-	・非常用高圧注水 (3系 発電機準備)	10	
代替交流電源設備からの非常用高圧注水 (3系 発電機)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・非常用高圧注水 (3系 発電機)	10	
	-	-	0.5人 C,D	0.5人 E,F	-	-	・非常用高圧注水 (3系 発電機)	10	
非常用ボイラ準備 運転確認	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・非常用ボイラ準備 運転確認	10	遠隔監視
	-	-	-	-	-	-	・原子炉格納容器監視 ・原子炉格納容器調整	10	遠隔監視
低圧代替注水 (3系) 準備操作	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・格納容器注水 (3系) 運転/運転確認 ・低圧代替注水 (3系) 系統構成	10	遠隔監視/調整
	-	-	0.5人 C,D	0.5人 E,F	-	-	・格納容器注水 (3系) 運転/運転確認 ・低圧代替注水 (3系) 系統構成 ・低圧代替注水 (3系) 運転/運転確認	10	遠隔監視/調整
低圧代替注水 (3系) 注水操作	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・格納容器注水 (3系) 注水操作	10	遠隔監視/調整
代替格納容器スプレッドシステム (3系) 操作	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・格納容器注水 (3系) スプレッドシステム	10	遠隔監視/調整
中央制御室監視 (解放上考慮せず)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・非常用高圧注水 (3系) 監視 ・格納容器注水 (3系) 監視	10	遠隔監視/調整
	-	-	0.5人 C,D	0.5人 E,F	-	-	・非常用高圧注水 (3系) 監視 ・格納容器注水 (3系) 監視	10	遠隔監視/調整
中央制御室監視 (解放上考慮せず)	0.5人 A	0.5人 B	-	-	-	-	・非常用高圧注水 (3系) 監視 ・格納容器注水 (3系) 監視	10	遠隔監視/調整
	-	-	0.5人 C,D	0.5人 E,F	-	-	・非常用高圧注水 (3系) 監視 ・格納容器注水 (3系) 監視	10	遠隔監視/調整
格納容器注水 (解放上考慮せず)	-	-	0.5人 A	0.5人 B	-	-	・格納容器注水 (解放上考慮せず)	10	遠隔監視/調整

第 7.2.1.3-5 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)

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

東海第二発電所				備考		
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)						
操作項目	実施箇所・必要専従者			操作の内容	経過時間 (分)	備考
	責任者	監視員	1人			
	主任	副主任	1人	中核監視 運転操作指揮係		
	運転係	副運転係	2人	災害対策係 監視所内巡回		
	運転員	運転員	2人	重大事故等対応要員 (監視)		
状況判断	2人 A,B	-	-	●原子炉スクラム確認 ●タービン停止の確認 ●炉内監視カメラの確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●L.O.C.A発生の確認 ●原子炉水位異常低下 (レベル1) 設定点到達の確認 ●炉心監視確認	10分	
早期の電源回復手配の確認	[1人] A	-	-	●高圧炉心スプレイポンプの自動起動操作 (失敗)	1分	
	[1人] B	-	-	●非常用ディーゼル発電機の自動起動操作 (失敗)	2分	
電源回復操作対応	-	-	2人 A,B	●電源回復操作		適宜実施
東段代替高圧電源装置による常 用電源の受電操作	[1人] B	-	-	●東段代替高圧電源装置と台車及び緊急用電源の受電操作	4分	
東段低圧代替注水ポンプを用 いた代替格納容器スプレイ冷却 系 (東段) 及び低圧代替注水 系 (東段) の稼働操作	[1人] B	-	-	●原子炉注水及び格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替操作 ●原子炉冷却材浄化装置の稼働操作	4分 2分	
	[1人] A	-	-	●東段低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (東段) による格納容器冷却及び低圧代替注水 (東段) による 原子炉注水	3分	
東段低圧代替注水ポンプを用 いた代替格納容器スプレイ冷却 系 (東段) による格納容器冷却 操作及び低圧代替注水 (東 段) による原子炉注水操作	[1人] A	-	-	●東段低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (東段) による格納容器冷却及び低圧代替注水 (東段) による原 子炉注水操作 ●東段低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水 (東段) による 原子炉注水流量調整操作	6分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視
東段低圧代替注水ポンプを用 いた格納容器下注水 (東 段) による格納容器下注水 調整操作	[1人] A	-	-	●非常用電源からの負荷切替操作 ●東段低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下注水 (東段) による格納容器下注水の調整操作	4分	15分 水位調整後、適宜状態監視
本所操縦及び監視運用監視装置 の起動操作	[1人] A	-	-	●本所操縦及び監視運用監視装置の起動操作		8分 適宜、格納容器内動態及水素濃度の監視
サブプレッシャポンプの自動 調整による高圧注水操作	[1人] A	-	-	●サブプレッシャポンプの自動調整による高圧注水操作		15分
東段代替高圧電源装置による常 用電源の受電準備操作	[1人] B	-	-	●非常用電源の受電準備	35分	
	-	2人 C,D	-	●非常用電源の受電準備	75分	
東段代替高圧電源装置による常 用電源の受電操作	[1人] B	-	-	●東段代替高圧電源装置と台車切替 ●非常用電源の受電	3分 5分	
原子炉建屋ガス処理系の起動 操作	[1人] B	-	-	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作		5分 稼働操作実施後、適宜状態監視
	[1人] B	-	-	●中核監視装置の起動操作		6分 稼働操作実施後、適宜状態監視
ほう動水注入系の起動操作	[1人] B	-	-	●ほう動水注入系起動操作 ●ほう動水注入系の注入状態監視		2分 ほう動水流量注入終了後適宜状態監視

第 3.1.3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」  
 の作業と所要時間 (代替循環冷却系を使用しない場合) (1/2)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

備考

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）								経過時間（時刻）												備考							
操作項目	実施場所・必要人員数							操作の内容	経過時間（時刻）												備考						
	運転員 （中央制御室）		運転員 （現場）		緊急時対応要員 （現場）		経過時間（時刻）																				
	8時	12時	4時	8時	8時	12時	2		4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		28	30	32	34	36	38
低圧代弁弁（配管） 止水操作	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	低圧代弁弁 止水操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
非常用ガス処理系による原子炉格納容器圧降下	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	非常用ガス処理系による原子炉格納容器圧降下	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
原子炉冷却水（配管）の止水操作（解除し考慮せず）	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	原子炉冷却水（配管）の止水操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	2A, 2A 12A, 12A	原子炉冷却水（配管）の止水操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	-	-	-	-	12A, 5, 5	12A, 5, 5	-	代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	-	-	-	-	13A, 13A	13A, 13A	-	代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	-	-	-	-	12A, 12A	12A, 12A	-	代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	代替格納容器（アレイ）の閉鎖（戻管） 操作（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
可動型代替格納容器（12機）による格納容器からの放射能への漏洩	-	-	-	-	-	-	8A, 8A 12A, 12A	可動型代替格納容器（12機）による格納容器からの放射能への漏洩	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	-	-	-	-	-	-	12A, 12A	可動型代替格納容器（12機）による格納容器からの放射能への漏洩	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
放射線	-	-	-	-	-	-	12A, 12A	放射線	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
放射線	-	-	-	-	-	-	12A, 12A	放射線	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
中核燃料貯蔵容器の降圧（解除し考慮せず）	-	-	-	-	12A, 4, 4	12A, 4, 4	-	中核燃料貯蔵容器の降圧（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	-	-	-	-	12A, 4, 4	12A, 4, 4	-	中核燃料貯蔵容器の降圧（解除し考慮せず）	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
格納容器（ベント）準備操作	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	格納容器（ベント）準備操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	-	-	12A, 4, 4	12A, 4, 4	-	-	-	格納容器（ベント）準備操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
格納容器（ベント）準備操作	-	-	-	-	2A, 2A 12A, 12A	2A, 2A 12A, 12A	-	格納容器（ベント）準備操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	11A, 5	11A, 5	-	-	-	-	-	格納容器（ベント）準備操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
格納容器（ベント）準備操作	-	-	12A, 4, 4	12A, 4, 4	-	-	-	格納容器（ベント）準備操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	11A, 5	11A, 5	-	-	8A, 8A 12A, 12A	8A, 8A 12A, 12A	-	格納容器（ベント）準備操作	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
放射線	-	-	-	-	-	-	2A	放射線	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		
	-	-	-	-	-	-	-	放射線	[Grafic showing personnel and equipment activity over time]																		

第7.2.1.3-5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)

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

東海第二発電所				備考	
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 )					
操作項目	実施箇所・必要員数			経過時間 ( 時間 )	備考
	運転員 ( 中央制御室 )	運転員 ( 現場 )	重大事故対応要員 ( 現場 )		
凝縮器圧力調整による格納容器熱源操作	[1] A	-	-	約 3.9 時間 格納容器圧力 468kPa [over] 到達	流量調整後 ( 燃焼熱停止 )、適宜状態監視
凝縮器圧力調整による格納容器熱源操作	[1] A	-	-	約 16 時間 サプレッション・プール水位 通常水位 + 5.5m 到達	
凝縮器圧力調整による格納容器熱源操作	[1] A	-	-	約 19 時間 サプレッション・プール水位 通常水位 + 6.5m 到達	
凝縮器圧力調整による格納容器熱源操作	[1] A	-	-	約 42.5 時間 代替冷却水貯槽残量 1000m <sup>3</sup> 到達	
格納容器圧力過し装置による格納容器熱源操作	[1] A	[2] A + 1 人 C, D, E	-	閉気スプレーにより格納容器圧力を 400kPa から 468kPa の間に維持	
中央制御室待機室の準備	[1] A	-	-	●格納容器ベント準備 ( 系統構成 )	5 分
	-	[2] A + 1 人 C, D, E	-	●電機修動 ( 第一号 )	125 分
	1 人 ( 現場職員 )	[2] A	-	●格納容器ベント準備 ( 系統構成 )	35 分
	-	-	3 人 ( 現場 )	●緊急時対応要員への連絡	45 分
格納容器圧力過し装置による格納容器熱源操作 ( サプレッション・チェンジャー )	[1] A	-	-	●中央制御室待機室内の正圧化準備操作	20 分
	[1] A	-	-	●可搬照明の設置	15 分
	[1] A	-	-	●アラーム表示装置 ( 待機室 ) の起動操作	15 分
	[1] A	-	-	●緊急電灯の設置	5 分
格納容器圧力過し装置による格納容器熱源操作 ( サプレッション・チェンジャー )	[1] A	-	-	●代替格納容器スプレー冷却系 ( 東設 ) による格納容器スプレー停止操作	3 分
	[1] A	-	-	●格納容器圧力過し装置による格納容器ベント操作	2 分
	[1] A	-	-	●ベント状態監視	格納容器ベント実施後、適宜状態監視
	-	-	[1] A ( 現場 )	●格納容器フィルタベント第二号の電機操作場所の正圧化	10 分
代替冷却水貯槽の準備	[1] A	-	-	●電機修動による格納容器ベント操作	30 分
	[1] A	-	-	●格納容器フィルタベント第二号の電機操作場所への送達	180 分
	[1] A	-	-	●緊急時対応要員への連絡	45 分
	1 人 + [2] A ( 現場員 5 人 )	-	-	●中央制御室待機室内の正圧化操作	5 分
代替冷却水貯槽の準備	[1] A	-	-	●中央制御室待機室内への送達	300 分
	[1] A	-	-	●代替格納容器スプレーによる代替冷却水貯槽 ( 海水ポンプ ) を使用した代替冷却水貯槽への注水操作	適宜実施
	[1] A	-	-	●緊急時対応要員の起動操作	20 分
可搬型代替冷却水貯槽を用いた格納容器熱源操作	-	-	10 人 ( 現場 )	●可搬型代替冷却水貯槽準備、ホース敷設等	170 分
タンクローリーによる燃料供給操作	-	-	[6] A w=1	●可搬型代替冷却水貯槽準備、ホース敷設等	
	-	-	[2] A w=2	●ポンプ起動及び水調整給操作	220 分
タンクローリーによる燃料供給操作	-	-	2 人 ( 現場 )	●可搬型代替冷却水貯槽準備、タンクローリーへの給油	90 分
タンクローリーによる燃料供給操作	-	-	2 人 ( 現場 )	●可搬型代替冷却水貯槽準備、タンクローリーへの給油	適宜実施

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

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

柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.1.3-6 図 原子炉水位 ( シュラウド内外水位 ) の推移</p>	<p>第 3.1.3-4 図 原子炉水位 ( シュラウド内外水位 ) の推移</p>	
<p>第 7.2.1.3-7 図 注水流量の推移</p>	<p>3.1.3-47</p>	

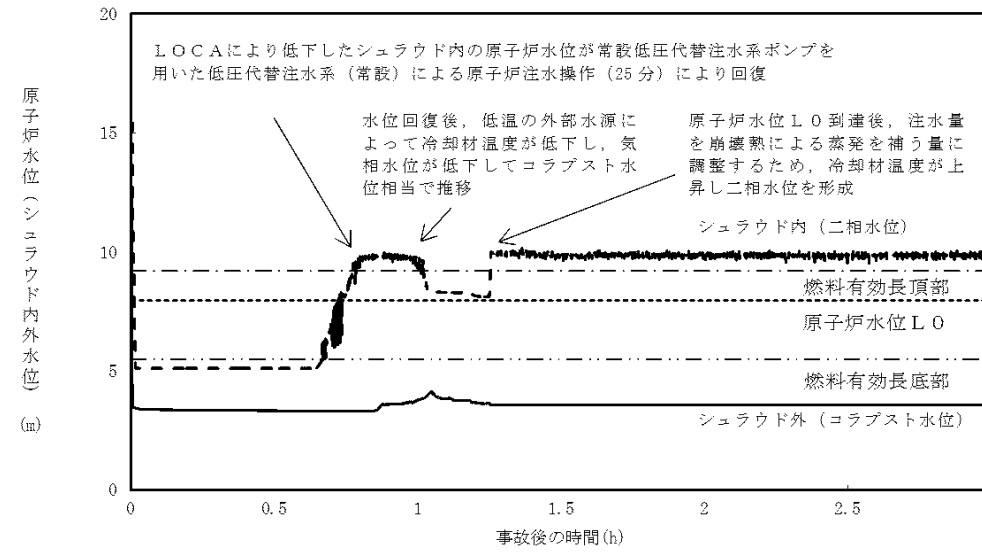


赤字：設備、運用又は体制の相違 ( 設計方針の相違 )  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 ( 記載方針の相違 )  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 ( 実質的な相違なし )

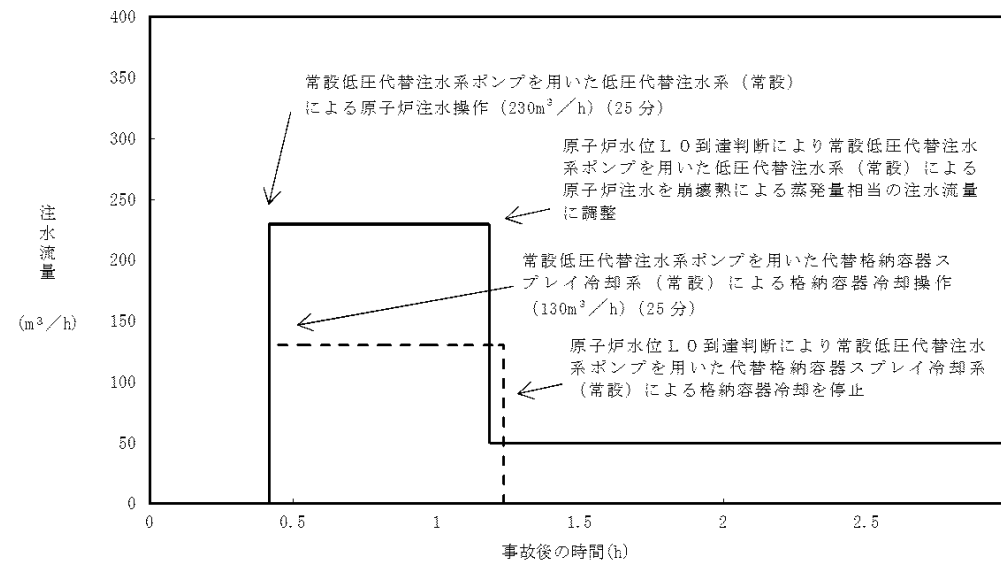
柏崎刈羽発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考



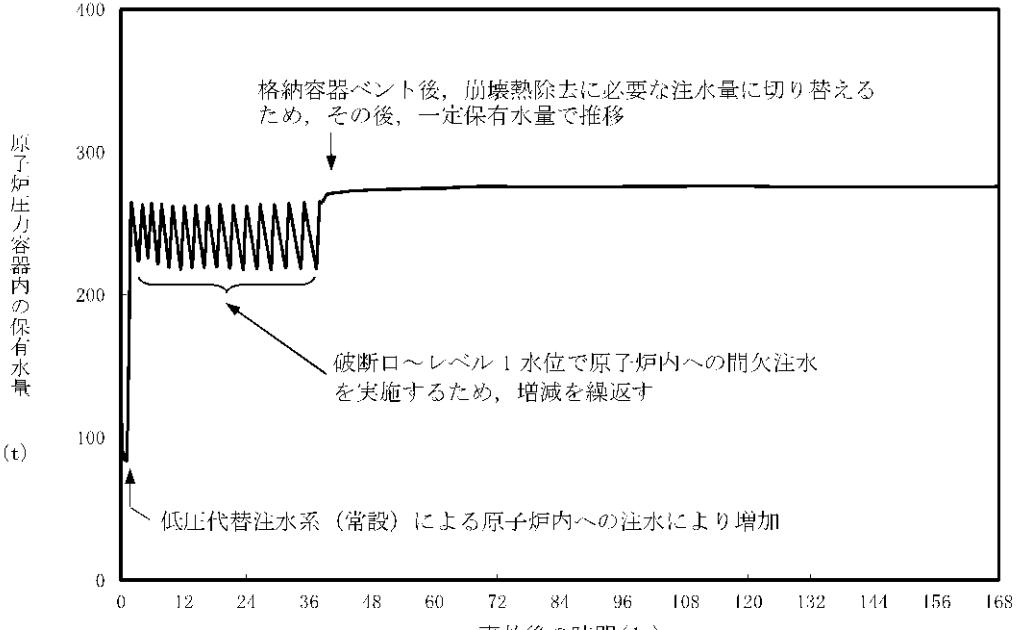
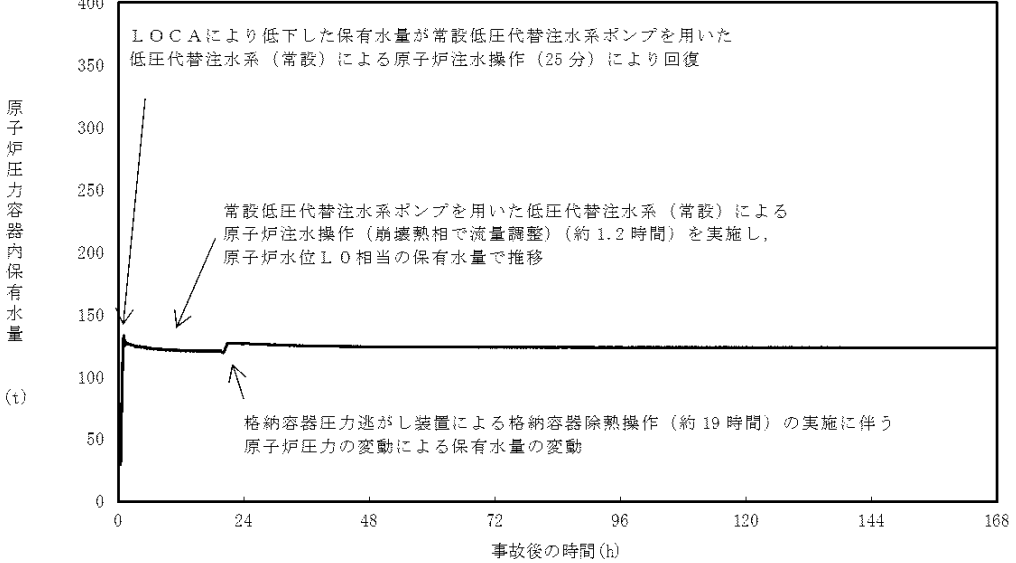
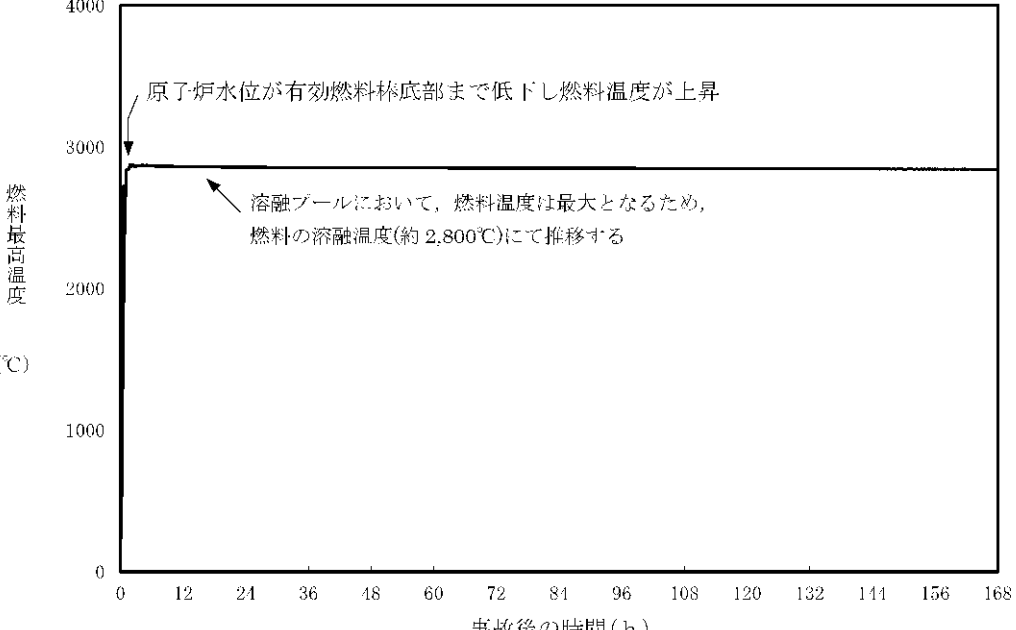
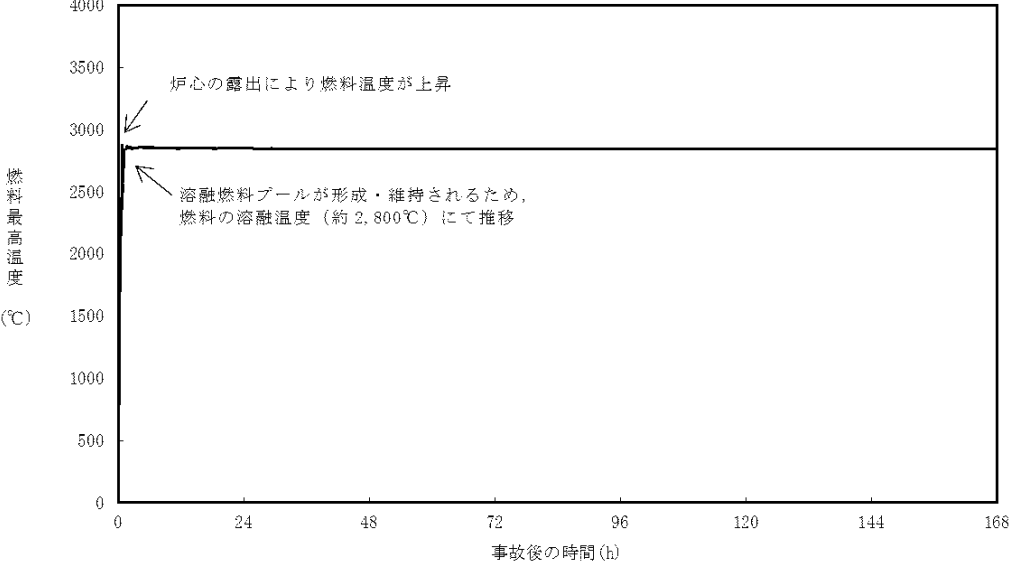
第 3.1.3-6 図 原子炉水位 ( シュラウド内外水位 ) の推移 ( ~3 時間 )



第 3.1.3-7 図 注水流量の推移 ( ~3 時間 )

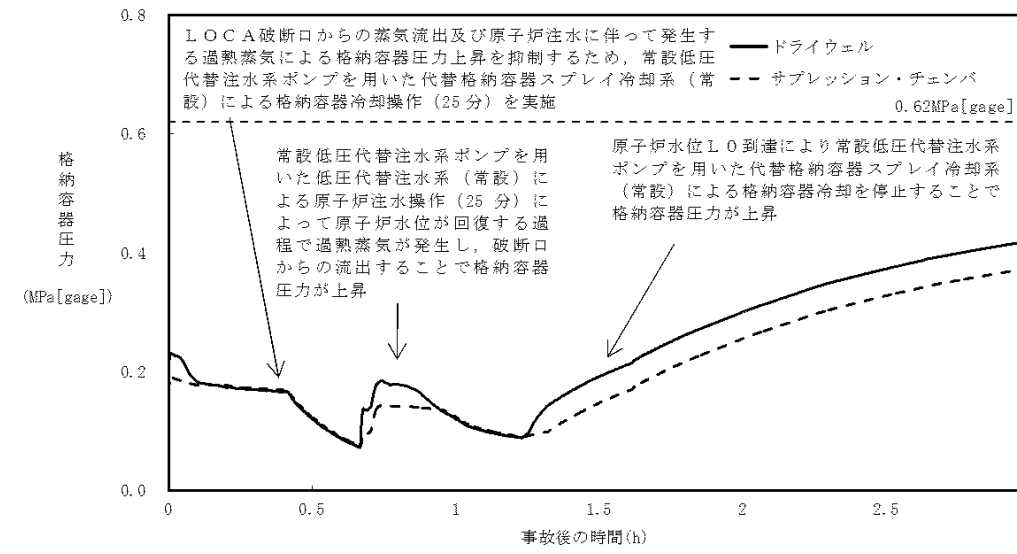
3.1.3-48

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

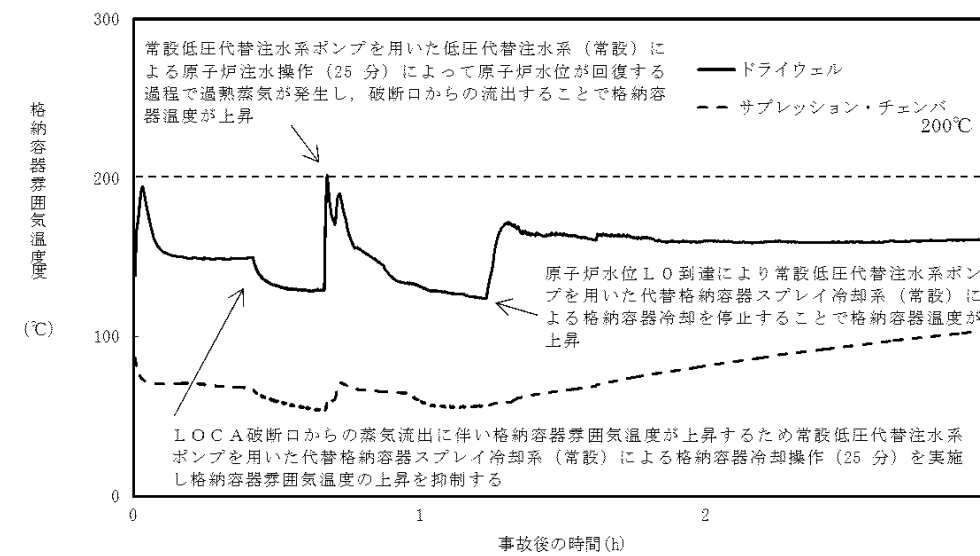
柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
 <p>第 7. 2. 1. 3-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	 <p>第 3. 1. 3-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	
 <p>第 7. 2. 1. 3-9 図 燃料最高温度の推移</p>	 <p>第 3. 1. 3-9 図 燃料最高温度の推移</p>	<p>3. 1. 3-49</p>

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

柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7. 2. 1. 3-10 図 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>	
<p>第 7. 2. 1. 3-11 図 格納容器気相部温度の推移</p>	<p>第 3. 1. 3-11 図 格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>3. 1. 3-50</p>



第 3. 1. 3-12 図 格納容器圧力の推移 ( ~ 3 時間 )



第 3. 1. 3-13 図 格納容器雰囲気温度の推移 ( ~ 3 時間 )

3. 1. 3-51

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

柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.1.3-12 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 3.1.3-14 図 サプレッション・プール水位の推移</p>	
<p>第 7.2.1.3-13 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>第 3.1.3-15 図 サプレッション・プール水温の推移</p> <p>3.1.3-52</p>	

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

柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7. 2. 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</p>	<p>第 3. 1. 3-16 図 操作開始時間 25 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</p>	
<p>第 7. 2. 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</p>	<p>第 3. 1. 3-17 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移</p>	<p>3. 1. 3-53</p>

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

柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7. 2. 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>第 3. 1. 3-18 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける格納容器雰囲気温度の推移</p> <p>3. 1. 3-54</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.2 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，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「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化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態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>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>3.2 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUX，長期TB，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「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」では，発電用原子炉の運転中に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態で原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に格納容器圧力が上昇する等，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，溶融炉心，水蒸気，水素等の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉圧力容器破損までに原子炉を減圧することによって，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，ペDESTAL（ドライウェル部）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，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，格納容器の破損を防止する。</p> <p>さらに，格納容器内における水素燃焼を防止するため，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，格納容器内へ窒素供給することによって，格納容器の破損を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには，原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから，原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。一方，本格納容器破損モードに対しては，原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため，原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって，本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから，これを考慮した有効性評価を実施することとする。また，原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について評価することとする。</p>	<p>・文章表現に多少の相違はあるが，実態として相違点はない</p> <p>・期待するSA設備の相違</p> <p>・東海第二では，シナリオの想定としてRPV破損までは原子炉注水しないが，RPV破損後はRPV内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため，RPV破損後は代替循環冷却系による原子炉注水を実施する想定としている。</p> <p>・東海第二では，原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施</p>



東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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 7.2.2 - 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 7.2.2 - 1 図から第 7.2.2 - 4 図に，対応手順の概要を第 7.2.2 - 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 7.2.2 - 1 図及び第 7.2.2 - 3 図である。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて，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。</p> <p>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 時間以降に追加で必要な要員は，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 7.2.2 - 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</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，格納容器雰囲気が直接加熱されることを防止するため，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また，原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水手段を整備する。</p> <p>さらに，原子炉圧力容器破損前における格納容器からの除熱のため，緊急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備する。なお，この格納容器除熱手段には逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段，緊急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>また，長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から，可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びその他の対応も含めた一連の重大事故等対策の概要を以下に示す。対策の概略系統図を第 3.2-1 図に，対応手順の概要を第 3.2-2 図に示す。また，重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.2-1 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，必要な要員は初動対応要員 20 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 2 名である。</p> <p>初動対応要員の内訳は，発電長 1 名，副発電長 1 名，運転操作対応を行う運転員 4 名，通報連絡等を行う災害対策要員 2 名，現場操作を行う重大事故等対応要員 12 名である。</p> <p>招集要員の内訳は，燃料補給作業を行う重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2-3 図に示す。</p> <p>なお，評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては，作業項目を評価事故シーケンスと比較し必要な要員数を確認した結果，初動対応要員 20 名及び招集要員 2 名で対処可能である。</p>	<p>・東海第二では格納容器除熱手段の効果について記載</p> <p>・期待する S A 設備の相違</p> <p>・プラント基数，設備設計及び運用の相違により必要要員数は異なるが，タイムチャートに要員の充足性を確認している。</p> <p>・東海第二では招集要員は 2 時間以降に期待する評価としている</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>一ケンスと比較し，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>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認                      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<sup>2</sup>していることを確認する。                      非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は，各系統の流量指示等である。</p> <p>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>a. 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認                      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。また，主蒸気隔離弁が閉止するとともに，再循環ポンプが停止したことを確認する。                      原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は，平均出力領域計装等である。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失の確認                      原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後，原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。                      原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量である。</p> <p>c. 早期の電源回復不能の確認                      全交流動力電源喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず，非常用母線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，常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作を開始する。</p> <p>d. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作                      早期の電源回復不能の確認後，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。                      常設代替高圧電源装置による緊急母線受電操作に必要な計装設備は，緊急用M/C電圧である。</p> <p>e. 電源確保操作対応                      早期の電源回復不能の確認後，対応可能な要員により非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。</p> <p>f. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作                      全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後，可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</p> <p>g. 高圧注水機能喪失の確認                      原子炉スクラム後，原子炉水位の低下が継続し，原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達した後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。                      高圧注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p>	<p>・東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，SBOを想定</p> <p>・東海第二では，解析上考慮しない操作も含め，手順に従い必ず実施する操作を記載</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>h . 常設高圧代替注水系ポンプを用いた高圧代替注水系の起動操作          高圧注水機能喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により高圧代替注水系を起動する。なお，有効性評価においては，高圧代替注水系による原子炉注水操作には期待しない。          高圧代替注水系による原子炉注水に必要な計装設備は，高圧代替注水系系統流量である。</p> <p>i . 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作          常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後，中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。          常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は，M / C 2 C ( 2 D ) 電圧である。</p> <p>j . 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作          常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</p> <p>k . ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作          常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。なお，有効性評価においては，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。          ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作に必要な計装設備は，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。</p> <p>l . 緊急用海水系による海水通水操作          常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能喪失を確認した後，中央制御室にて，非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に，緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また，中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水系ポンプを起動し，緊急用海水系に海水を通水する。          緊急用海水系による海水通水操作に必要な計装設備は，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。</p> <p>m . 代替循環冷却系による格納容器除熱操作          緊急用海水系に海水を通水した後，中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで，格納容器スプレーを実施し，格納容器除熱を実施する。          代替循環冷却系による格納容器除熱操作に必要な計装設備は，代替循環冷却系格納容器スプレー流量等である。</p>	<p>・ 記載箇所の相違</p> <p>・ 東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，S B O を想定</p> <p>・ 緊急用海水系及び代替循環冷却系の仕様の相違による対応手順の相違</p> <p>・ 記載箇所の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>c. 炉心損傷確認                      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・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合とする。                      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。                      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                      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。                      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. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧                      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。                      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。                      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                      原子炉圧力容器下鏡部温度 300 到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合，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</p>	<p>n. 炉心損傷確認                      原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D / W）又は（S / C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合とする。                      炉心損傷を確認するために必要な計装設備は，格納容器雰囲気放射線モニタ（D / W）等である。</p> <p>o. 逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁による原子炉急速減圧操作                      原子炉水位の低下が継続し，燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動で開放し，原子炉を急速減圧する。なお，この原子炉減圧のタイミングは，原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合，原子炉減圧を遅らせた方が，原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため，原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で，ジルコニウム - 水反応が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。                      原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は，原子炉水位（燃料域）等である。                      原子炉急速減圧後は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の開状態を保持し，原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.1）</p>	<p>・記載箇所の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>・東海第二では，原子炉減圧タイミングの考え方について記載</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>g. 原子炉格納容器下部への注水</p> <p>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。</p> <p>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，原子炉圧力容器下鏡部温度である。</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度 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 180m<sup>3</sup> 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>p . 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後，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り常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作を実施する。この場合の注水は，水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ溶融炉心・コンクリートの影響を緩和する観点から格納容器下部水位を約 1.0m に調整することが目的であるため，格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認後，ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を停止する。その後，ペDESTAL（ドライウェル部）水はサプレッション・プールに排水され，格納容器下部水位は約 1.0m に調整される。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作に必要な計装設備は，格納容器下部水位等である。</p> <p>q . 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作</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し，水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は，格納容器内水素濃度（SA）等である。</p> <p>r . サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作</p> <p>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール pH 制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。サプレッション・プール水の pH を 7 以上に制御することで，サプレッション・プール水中での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>・設備，運用の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>・設備，運用の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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，ドライウエ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エルの圧力の差圧が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>i. 溶融炉心への注水                      溶融炉心の冷却を維持するため，原子炉压力容器が破損し，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。                      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。                      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，原子炉压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。                      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                      これらは，短時間ではなく数時間の推移を確認する。                      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，サブ</p>	<p>s. 格納容器下部水温の継続監視                      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の喪失数増加，原子炉压力容器温度（下鏡部）の300 到達といったパラメータの変化を確認する。原子炉压力容器温度（下鏡部）が300 に到達した場合には，原子炉压力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。                      格納容器下部水温の継続監視の開始に必要な計装設備は，原子炉压力容器温度等である。</p> <p>t. 原子炉压力容器破損の判断                      格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケール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。                      原子炉压力容器の破損判断に必要な計装設備は，格納容器下部水温である。                      （添付資料3.2.2）</p> <p>u. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作                      原子炉压力容器破損の判断後，中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。                      常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作のために必要な計装設備は，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>v. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作                      常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部水位2.75mまでペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施する。以降は，ペDESTAL（ドライウエル部）満水付近で溶融炉心の冠水状態を維持するとともに，サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減する観点から，約2.25mから約2.75mの範囲に水位を維持する。ただし，高さ0.2mまでの溶融炉心堆積が検知されない場合は，断続的に溶融炉心が落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制する観点から，約0.5mから約1mの範囲に水位を維持する。                      常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作に必要な計装設備は，低圧代替注水系格納容器下部注水流量等である。                      格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることは，格納容器下部水位計によって確認することができる。高さ0.2mまでの</p>	<p>・設備，運用の相違</p> <p>・設備，運用の相違</p> <p>・設備，運用の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>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                      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，復水補給水系流量計（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，復水補給水系流量（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，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），格納容器内圧力，サブプレッション・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>溶融炉心堆積を検知した場合は，原子炉圧力容器破損時の影響を受けないペDESTAL外側のボックス内の格納容器下部水位計（2.25m 及び 2.75m 位置にそれぞれ複数設置）によって格納容器下部水位を監視し，溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。また，高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は，格納容器下部水位計（0.5m 及び 1m 位置にそれぞれ複数設置）によって，溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。なお，格納容器下部雰囲気温度により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を確認することによっても，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> <p>（添付資料 3.2.3）</p> <p>w. 代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作                      「m. 代替循環冷却系による格納容器除熱操作」以降，代替循環冷却系による格納容器除熱を継続するが，原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，原子炉圧力容器内の冷却及び格納容器の除熱のため，中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先を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と格納容器スプレイを実施する。サブプレッション・プールを水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施し，緊急用海水系により格納容器内の熱を海に逃がすことで，格納容器外からの注水によるサブプレッション・プール水位の上昇抑制を図る。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱に必要な計装設備は，代替循環冷却系原子炉注水流量等である。</p> <p>x. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作                      代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作を実施後，サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減する観点から，「s. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作」を一旦停止し，格納容器への水の持ち込みを制限する。ただし，格納容器圧力が 465kPa [gage] に到達した場合は，中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し，格納容器圧力が 400kPa [gage] 到達により格納容器冷却を停止する。以降，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により，格納容器圧力を 400kPa [gage] から 465kPa [gage] の範囲で制御する。これは，格納容器圧力を 400kPa [gage] から 465kPa [gage] の高い領域で維持することでスプレイ効果を高め，サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り，可能な限り外部への影響を軽減するための運用として設定している。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によ</p>	<p>・東海第二では代替格納容器スプレイと代替原子炉注水を同時に実施可能な設備及び運用としている</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.2.2 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、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，プラント損傷状態をTQUXとし，事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし，逃がし安全弁再閉失敗を含まず高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，高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から，原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には，原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや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>る格納容器圧力制御操作に必要な計装設備は，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>y . 使用済燃料プールの冷却操作            使用済燃料プールの冷却操作を実施する。</p> <p>z . 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作            格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合，可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで，格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。            可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作に必要な計装設備は，格納容器内酸素濃度（SA）である。</p> <p>aa . タンクローリによる燃料補給操作            タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料補給を実施する。</p> <p>3.2.2 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，プラント損傷状態をTQUXとし，逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の手動減圧失敗 + DCH」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは「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評価として，原子炉圧力容器破損時の原子炉冷却材圧力を確認する観点より，原子炉圧力容器破損までは事象を進展させることを前提とする必要があり，原子炉への注水失敗により原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。具体的には，炉心損傷前の段階で設計基準事故対処設備の非常用炉心冷却系である高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系並びに原子炉隔離時冷却系のみならず，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 高圧注水・減圧機能喪失」に示した過渡時自動減圧回路が作動せず，低圧注水機能を含む全ての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が損傷し，その後，原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には，原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れやペDESTAL（ドライウェル部）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>さらに，本評価事故シーケンスにおいては，電源の復旧，注水機能の確保等，必要となる事故対処設備が多く，格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・設備，運用の相違</p> <p>・東海第二では，シナリオの想定としてRPV破損までは原子炉注水しないが，RPV破損後はRPV内を冷却するたの原子炉注水を実施する手順とするため，RPV破損後は代替循環冷却系による原子炉注水を実施する想定としている。</p>



東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>なお，格納容器過圧・過温破損の観点については，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり，LOCA をプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは，過圧の観点ではLOCA によるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり，過温の観点では，事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また，本格納容器破損モードを評価する上では，原子炉圧力容器が高圧の状態では破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから，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「7.1.2 高圧注水・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，原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため，原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で，ジルコニウム - 水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素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，「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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，「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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</p>	<p>を厳しく評価する観点から，全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお，格納容器過圧・過温破損の観点については，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり，LOCA をプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは，過圧の観点ではLOCA によるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり，過温の観点では，事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また，本格納容器破損モードを評価する上では，原子炉圧力容器が高圧の状態では破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから，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ではプラント損傷状態を TQUX とし，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV としており，異なるプラント損傷状態を選定している。</p> <p>TQUV では，安全機能の喪失に対する仮定として，減圧機能は喪失していないが，低圧注水機能が喪失していることから原子炉注水ができないため，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧し，高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>TQUX では，安全機能の喪失に対する仮定として，減圧機能が喪失しているため，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で，重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧し，高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p>	<p>・東海第二では，シナリオの想定としてRPV破損までは原子炉注水しないが，RPV破損後はRPV内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため，RPV破損後は代替循環冷却系による原子炉注水を実施する想定としている。</p> <p>・運用の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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 は高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが，重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し，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，高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり，どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり，運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また，原子炉減圧以降も，溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから，格納容器破損モード「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」，「原子炉压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，原子炉压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压力容器におけるリロケーション，原子炉压力容器内 FCI（溶融炉心細粒化），原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達），構造材との熱伝達，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉压力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉压力容器内及び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                      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 7.2.2 - 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>以上のとおり，どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり，運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また，原子炉減圧以降も，溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから，本評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は，「3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。よって，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」，「原子炉压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，同じシーケンス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，原子炉压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压力容器におけるリロケーション，原子炉压力容器内 F C I（溶融炉心細粒化），原子炉压力容器内 F C I（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压力容器破損が重要現象となる。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，原子炉压力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心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                      本評価事故シーケンスに対する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>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 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 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。 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。 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 - 水反応及び溶融炉心・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「7.2.4 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「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは，<b>事象の発生と同時に発生するものとする。</b></p>	<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象 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) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）が機能喪失するものとし，さらに<b>全交流動力電源喪失の重畳</b>を考慮するものとする。</p> <p>(c) <b>重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定</b> 原子炉圧力容器破損までは<b>重大事故等対処設備による原子炉への注水を考慮しない</b> 1 ものとする。 また，原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響を「3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」において考慮するものとする。 1 常設低圧代替注水系ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能となる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）には期待する。また，原子炉圧力容器破損後は，原子炉圧力容器内の冷却を考慮し，代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>(d) 外部電源 外部電源は使用できないものとする。 <b>安全機能の喪失に対する仮定に基づき，外部電源なしを想定する。</b></p> <p>(e) 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。  (添付資料 3.2.4)</p> <p>(f) 水素及び酸素の発生 水素の発生については，ジルコニウム - 水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお，解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため，水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に，解析コード MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。<b>初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については，「3.4 水素燃焼」と同じである。</b></p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム 原子炉スクラムは，<b>原子炉水位低（レベル3）信号によるものとする。</b></p>	<p>・東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，SBOを想定</p> <p>・東海第二では，RPV破損後に原子炉注水に期待しない場合の感度解析を実施</p> <p>・マネジメントの観点でSBOを想定。資源の観点では常設代替高圧電源装置5台が事象発生から7日間継続起動した場合でも軽油貯蔵タンクの容量以下の消費であることを別途評価している。</p> <p>・東海第二では，本評価事故シーケンスにおいて水素及び酸素の発生の影響を確認</p> <p>・解析における原子炉水位低下を厳しく見積もる観点から，原子炉水位低</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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90m<sup>3</sup>/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70m<sup>3</sup>/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，130m<sup>3</sup>/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190m<sup>3</sup>/hとし，ドライウェルへ約140m<sup>3</sup>/h，原子炉格納容器下部へ約50m<sup>3</sup>/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>(b) 主蒸気隔離弁                      主蒸気隔離弁は，事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環ポンプ                      再循環ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁（安全弁機能）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制するものとする。また，原子炉減圧には，逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を使用するものとし，容量として，1弁当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系                      代替循環冷却系の循環流量は，炉心冷却の維持に必要な流量，格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，全体で250m<sup>3</sup>/hとし，原子炉圧力容器破損前及び原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向となるまではドライウェルへ250m<sup>3</sup>/hで連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，ドライウェルへ150m<sup>3</sup>/h，原子炉へ100m<sup>3</sup>/hにて流量配分し，それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</p> <p>(f) 緊急用海水系                      代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は，約14MW（サブプレッション・プール水温度100，海水温度32において）とする。</p> <p>(g) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）                      原子炉圧力容器破損の判断後に，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し，300m<sup>3</sup>/hにて格納容器内にスプレイするものとする。格納容器圧力が低下傾向となれば，一旦格納容器スプレイを停止するが，再度格納容器圧力が上昇し，格納容器圧力465kPa[gage]に到達した場合は，130m<sup>3</sup>/hにて格納容器内にスプレイするものとする。</p> <p>(h) 格納容器下部注水系（常設）                      原子炉圧力容器破損の判断後に，溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し，80m<sup>3</sup>/hにてペDESTAL（ドライウェル部）に注水するものとする。</p> <p>(i) 可搬型窒素供給装置                      可搬型窒素供給装置は，窒素198m<sup>3</sup>/h及び酸素2m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器内に注入するものとする。</p> <p>(j) コリウムシールド耐熱材の種類                      コンクリートの侵食を防止する観点から，ジルコニア耐熱材を設定する。</p>	<p>（レベル3）信号によりスクラムするものとしている。                      ・記載方針の相違</p> <p>・東海第二では，原子炉圧力が高めに維持され，また，原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで，ひょうか項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待している。</p> <p>・設備，運用の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>・東海第二ではR P V破損後の溶融炉心クエンチまでの発生蒸気抑制のためスプレイ流量を増加させるマネジメントとしている。</p> <p>・運用の相違</p> <p>・設備の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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、「6.3.5 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) 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 180m<sup>3</sup> 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>(k) コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度                      ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき，2,100 を設定する。                      （添付資料 3.5.1）</p> <p>(l) ペDESTAL（ドライウェル部）床面積                      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ことから，コリウムシールドを考慮した床面積を設定する。</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) 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（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）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場合の運転手順に従い，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で開始するものとする。</p> <p>(b) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作は，緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し，事象発生 90 分後から開始するものとする。その後，原子炉压力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて 30 分後に，ドライウェルと原子炉へ流量配分し，それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施することで，代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施するものとする。</p> <p>(c) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作は，炉心損傷後に代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施した後に開始し，格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認した場合に停止するが，ペDESTAL（ドライウェル部）には事象初期から 1m の水位を形成していることから，有効性評価上は本操作を考慮しないものとする。</p> <p>(d) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は，原子炉压力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮し，原子炉压力容器破損の 6 分後に開始するものとする。また，原子炉压力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて 30 分後に停止するものとする。その後，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作は，格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合に開始し 格納容器圧力が 400kPa[gage]まで低下した場合に停止する間欠注水を行うものとする。</p> <p>(e) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作は，操作実施に必要な時間を考慮し，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操</p>	<p>・ 運用の相違</p> <p>・ 東海第二では，緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施</p> <p>・ 運用の相違</p> <p>・ 東海第二では溶融炉心クエンチまでの発生蒸気抑制のため原子炉压力容器破損時点で格納容器スプレイを実施する。</p> <p>・ 運用の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで，定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は，燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え，最高 50,000 時間とする。</p> <p>b. 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。</p>	<p>作の 1 分後に開始するものとする。また，格納容器下部水位が 2.75m に到達した場合に停止するものとする。その後は，格納容器下部水位が 2.25m まで低下した場合に注水を開始し，2.75m に到達した場合に停止する間欠注水を行うものとする。</p> <p>(f) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給操作は，格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素供給を開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs - 137 放出量評価）の条件</p> <p>(a) 事象発生直前まで，定格出力の 100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は，燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え，最高 50,000 時間とする。</p> <p>(b) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は，事象進展に応じた割合で，格納容器内に放出されるものとする。</p> <p>(c) 格納容器内に放出された Cs - 137 については，格納容器スプレイやサプレッション・プール水でのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。</p> <p>(d) 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs - 137 の漏えい量評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 格納容器からの漏えい率は，設計漏えい率及び A E C の式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。</p> <p>b) 漏えい量を保守的に見積もるため，原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成）により原子炉建屋の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。また，原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は，大気への放出率を 1 回 / 日（設計値）とする。 なお，原子炉建屋ガス処理系は，常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生 115 分後に起動し，起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。</p> <p>c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び除去効果は考慮しないものとする。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.5）</p>	<p>・ 運用の相違</p> <p>・ 東海第二では，準備時間等を考慮して，事象発生 2 時間後から原子炉建屋ガス処理系の効果に期待しており，起動前後で評価方法を変更している。</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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圧力，原子炉水位（シユラウド内外水位），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 7.2.2 - 7 図から第 7.2.2 - 12 図に示す。</p> <p>a. 事象進展                      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 90m<sup>3</sup>/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，溶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，溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起こり，水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が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 130m<sup>3</sup>/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>(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圧力，原子炉水位（シユラウド内外水位）及び原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第 3.2-4 図から第 3.2-6 図に，格納容器圧力，格納容器雰囲気温度，サプレッション・プール水位及び注水流量の推移を第 3.2-7 図から第 3.2-14 図に，ペDESTAL（ドライウエル部）の水位，ペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量並びにドライウエ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）の推移を第 3.2-15 図から第 3.2-25 図にそれぞれ示す。</p> <p>a. 事象進展                      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（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）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 35 分後に炉心損傷が開始する。原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点（事象発生から約 38 分後）で，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁を手動で開放することで，原子炉急速減圧を実施する。</p> <p>事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を行う。</p> <p>また，代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施し，格納容器下部水位を約 1.0m に調整する。</p> <p>原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）又は代替循環冷却系による原子炉注水は実施しないものと仮定するため，事象発生から約 4.5 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の水位約 1m の水中に落下する際に，溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）プール水への伝熱が起こり，水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）に 80m<sup>3</sup>/h の注水を行い，溶融炉心を冠水維持することで，継続的に溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため，格納容器圧力は急激に上昇する。原子炉圧力容器破損前から代替循環冷却系による格納容器除熱操作により 250m<sup>3</sup>/h の格納容器スプレイを実施していること，原子炉圧力容器破損を判断した時点で，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作により 300m<sup>3</sup>/h の格納容器スプレイを実施することにより，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</p>	<p>・ 運用の相違</p> <p>・ 設備，運用による相違</p> <p>・ 運用（手順）による相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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>b. 評価項目等                      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。                      本評価では，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(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，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「7.2.5 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「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。                      なお，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが，溶融炉心が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，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)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>格納容器圧力が低下傾向となった時点で，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器冷却を停止するとともに，代替循環冷却系の循環流量をドライウェルへ 150m<sup>3</sup>/h，原子炉へ 100m<sup>3</sup>/h に分配する。その後，格納容器圧力が 465kPa[gage] に到達した時点で，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による 130m<sup>3</sup>/h の格納容器スプレイを実施する。これらによって，格納容器圧力及び雰囲気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，ペDESTAL（ドライウェル部）の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>また，格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で，可搬型窒素供給装置を用いた格納容器（サブプレッション・チェンバ）内への窒素供給操作を実施することで，格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。</p> <p>なお，事象発生から約 4.5 時間後の原子炉圧力容器破損までは，逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが，炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても，逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.6）</p> <p>b. 評価項目等                      格納容器圧力は，第 3.2.-7 図及び第 3.2-9 図に示すとおり，格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって，圧力上昇は抑制される。事象発生約 7.4 時間後に最高値の約 0.47MPa[gage]となるが，以降は低下傾向となることから，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）を下回る。なお，格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 7.4 時間後においても，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は，格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 3%未満であるため，その影響は無視し得る程度である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.7）</p> <p>格納容器雰囲気温度は，第 3.2-8 図及び第 3.2-10 図に示すとおり，格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって，温度上昇は抑制される。事象発生約 7.4 時間後に最高値の約 151 となるが，以降は低下傾向となることから，評価項目である 200 を下回る。</p> <p>原子炉圧力は，第 3.2-4 図に示すとおり，原子炉圧力容器の破損直前で約 0.2MPa[gage]であり，原子炉圧力容器の破損までに 2.0MPa[gage]以下に低減される。</p>	<p>・東海第二では，本評価事故シーケンスに(5)及び(8)以外の評価項目を記載</p>



東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>ここで、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(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>7.2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出 / 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</p>	<p>格納容器内の水素濃度は，第 3.2-24 図及び第 3.2-25 図に示すとおり，ジルコニウム - 水反応等により発生した水素が格納容器へ放出されることで 13vol% を上回るが，第 3.2-20 図及び第 3.2-21 図に示すとおり，格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給を行うことによって，酸素濃度の最高値は約 4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから，可燃限界である 5vol% を下回る。なお，コリウムシールドによってペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの侵食は抑制されることから，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。</p> <p>第 3.2-9 図及び第 3.2-10 図に示すとおり，事象発生から約 4.5 時間後に溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下するが，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を行うことで，第 3.2-7 図及び第 3.2-8 図に示すとおり，格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は低下傾向を示し，ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器雰囲気は安定して除熱される。</p> <p>事象発生から 7 日までの大気中への Cs - 137 放出量は，約 <math>3.2 \times 10^{-2}</math> TBq であり，評価項目である 100TBq を下回る。また，事象発生から 7 日間以降，Cs - 137 の放出が継続した場合の放出量評価を行ったところ，約 <math>3.4 \times 10^{-2}</math> TBq（事象発生 30 日間）及び約 <math>3.9 \times 10^{-2}</math> TBq（事象発生 100 日間）であり，いずれの場合も 100TBq を下回る。</p> <p>（添付資料 3.2.5，3.2.8）</p> <p>本評価では，「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す，(1) から(4)，(6)及び(7)の評価項目並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態の維持について，対策の有効性を確認した。</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(5)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」において確認している。また，(8)の評価項目については，「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出 / 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（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離冷却系）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</p>	<p>・東海第二では，本評価事故シーケンスに(5)及び(8)以外の評価項目を記載</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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現象の不確かさとしては，溶融炉心落下流量，溶融ジェット径，溶融炉心粒子化割合，冷却材とデブリ粒子の伝熱，炉心ヒートアップ，炉心崩壊挙動，溶融炉心と上面水プールとの伝熱，溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達，原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して，燃料ペレットが崩壊する時間及び温度，溶融ジェット径，エントレインメント係数，デブリ粒子径，ジルコニウム - 水反応速度，限界熱流束に係る係数，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数，溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また，原子炉水位を監視し，原子炉水位が有効燃料棒底部から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                  本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。                  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，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。また，原子炉圧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（原子炉圧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</p>	<p>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，緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては，溶融炉心落下流量，溶融ジェット径，溶融炉心粒子化割合，冷却材とデブリ粒子の伝熱，炉心ヒートアップ，炉心崩壊挙動，溶融炉心と上面水プールとの伝熱，溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達，原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して，燃料ペレットが崩壊する時間及び温度，溶融ジェット径，エントレインメント係数，デブリ粒子径，ジルコニウム - 水反応速度，限界熱流束に係る係数，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数，溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また，原子炉水位を監視し，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到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                  本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。                  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，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で原子炉圧力容器破損に至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燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり，また，燃料被覆管温度及び原子炉圧力容器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>・東海第二では R P V 破損前から格納容器圧力及び雰囲気温度緩和のための代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。</p> <p>・運用の相違</p> <p>・東海第二では格納容器下部水温計により原子炉圧力容器の破損を判断する手順としており，原子炉圧</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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，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。本評価事故シナリオでは，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</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，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが，数分程度の差異であることから，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，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。本評価事故シナリオでは，リロケーション及び構造材との熱伝達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。本評価事故シナリオでは，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。本評価事故シナリオでは，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達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>力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。</p> <p>・東海第二では格納容器下部水温計により原子炉压力容器の破損を判断する手順としており，原子炉压力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。</p> <p>・東海第二では格納容器下部水温計により原子炉压力容器の破損を判断する手順としており，原子炉压力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</p> <p>本評価事故シーケンスでは，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>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，原子炉压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り，原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融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，原子炉压力容器が破損す</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。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている操作として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作があるが，原子炉压力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであり，また，原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300 に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで，原子炉压力容器破損を速やかに判断可能であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>（添付資料 3.2.9）</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，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し，原子炉压力容器破損までに原子炉圧力を 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，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが，数分程度の差異であり，原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析より炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，</p>	<p>・運用の相違</p> <p>・運用の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして，下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与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溶融炉心の熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件                      初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 7.2.2 - 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 に対応したものであり，その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和されるが，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</p>	<p>原子炉圧力容器破損が発生する前に，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（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして，下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは，原子炉圧力容器破損が発生する前に，十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に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，原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.9）</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件                      初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 3.2-2 表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，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 33GWd/t 以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和されるが，操作手順（原子炉急速減圧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。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（緊急用海水系ポンプを用いた緊急用海水系による海水</p>	<p style="text-align: center;">備 考</p> <p style="text-align: right;">・炉心設計の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器冷却操作（原子炉压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。</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，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり，その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和され，原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが，原子炉压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。</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</p>	<p>通水操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施すること）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。</p> <p>（添付資料 3.2.9）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd / t に対して最確条件は 33GWd / t 以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和され，原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが，原子炉压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。</p> <p>（添付資料 3.2.9）</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燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達時（事象発生から約 38 分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達するまでには事象発生から約 38 分の時間余裕があり，また，原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため，操作開始時間に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は，解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが，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>操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格</p>	<p>・設備，運用の相違</p> <p>・炉心設計の相違</p> <p>・運用の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響                  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。                  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>(3) 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。                  操作条件の原子炉急速減圧操作については，原子炉压力容器破損までに完了する必要があるが，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，準備時間が確保できることから，時間余裕がある。                  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)については，原子炉压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，原子炉压力容器破損前は，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>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 90 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，代替循環冷却系運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが，時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。また，本操作の操作開始時間は，緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり，緊急用海水系の操作開始時間が早まれば，本操作の操作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。                  （添付資料 3.2.9）</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。                  操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は，運転員等操作時間に与える影響として，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，格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。                  （添付資料 3.2.9）</p> <p>(3) 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。                  操作条件の原子炉急速減圧操作については，原子炉压力容器破損までに完了する必要があるが，原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 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。                  操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については，格納容器除熱開始までの時間は事象発生から 90 分あり，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，原子炉压力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約 4.5 時間であり，約 3 時間以上の余裕があることから，時間余裕がある。                  （添付資料 3.2.9）</p> <p>(4) 原子炉压力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響評価                  重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定として，原子炉压力容器破損</p>	<p>・運用の相違</p> <p>・設備の相違</p> <p>・運用の相違</p> <p>・東海第二では，原子炉注水を考慮</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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>7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出 / 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，「7.2.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「7.5.2 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。</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，「7.5.1(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2,700m<sup>3</sup>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5,400m<sup>3</sup>の水が必要である。水源として，各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m<sup>3</sup>及び淡水貯水池に約18,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより，6号及び7号炉の同時被災を考慮しても，必要な水源は確保可能である。また，事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を，可搬</p>	<p>までは重大事故等対処設備による原子炉への注水を考慮しないものとしているが，故障により原子炉注水ができない状態であった場合，故障要因を除去できないまま，原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できないことも考えられる。この影響を考慮した感度解析を実施した。その結果，原子炉圧力容器破損後に原子炉へ注水できない場合においても，格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の観点では大きな影響はないことから，評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.2.10)</p> <p>(5) 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。また，原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できない場合の感度解析を実施した。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，重大事故等対策に必要な初動対応要員は，「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同様20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で示す運転員及び災害対策要員の39名で対処可能である。</p> <p>また，事象発生2時間以降に必要な招集要員は2名であり，発電所構外から2時間以内に招集可能な要員の71名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「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」の条件にて評価を行い，以下のとおりである。</p> <p>a. 水 源</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水については，7日間の対応を考慮すると，合計約380m<sup>3</sup>の水が必要となる。水源として，代替淡水貯槽に約4,300m<sup>3</sup>の水量を保有していることから，水源が枯渇することなく，7日間の対応が可能である。</p> <p>(添付資料3.2.11)</p>	<p>しない場合の感度解析を実施</p> <p>・体制の相違</p> <p>・東海第二では，事象初期に参集要員に期待する操作はない。</p> <p>・設備，運用の相違</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>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。</p> <p>可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への給水については，保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転を想定すると，7 日間の運転継続に号炉あたり約 15kL の軽油が必要となる。本評価事故シナリオでは取水機能の喪失は想定していないが，仮に取水機能が喪失して代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器除熱を想定し，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 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 1,020kL）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>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>7.2.2.5 結論</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，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</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，事象発生直後からの運転を想定すると，7 日間の運転継続に約 352.8kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから，常設代替交流電源設備による電源供給について，7 日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給については，事象発生からの運転を想定すると，7 日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有していることから，可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給について，7 日間の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.12）</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，重大事故等対策時に必要な負荷として約 2,339kW 必要となるが，常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は 5,520kW であり，必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.13）</p> <p>3.2.5 結 論</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，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</p>	<p>・東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定</p> <p>・東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>機能の喪失が重畳する。このため，原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し，溶融炉心，水蒸気及び水素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。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，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>安全機能の喪失が重畳する。このため，原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素等が急速に放出され，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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（自動減圧機能）による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／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＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧により，原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また，安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，外部支援を考慮しないとしても，7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから，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（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	

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

第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について (1/2)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する手段別処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
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。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認 <sup>※1</sup>	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 【原子炉隔離時冷却系系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【燃焼熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 袋水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SA)
炉心隔離確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷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。 炉心損傷が発生すれば、シロニコウム-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の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/F) 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底部から有効燃料棒の長さの 10% 以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自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。	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イ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	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溶融炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa <sub>g</sub> 到達を確認した場合、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蒸気を冷却するため、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 (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 0.465MPa <sub>g</sub> 到達によって閉鎖した場合は格納容器圧力が 0.39MPa <sub>g</sub> 以下となった時点で停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリー (出)	原子炉圧力容器温度 復水補給水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/F) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウエール雰囲気温度 復水貯蔵槽水位 (SA)

※1 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系統及び低圧注水系統による原子炉注水ができない場合、  
 高圧炉心注水系統及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系統による原子炉注水ができない場合、  
 【 】：重大事故等対策設備 (設計基準適用表)  
 ■：有効性評価上考慮しない操作

東海第二発電所

備考

第 3.2-1 表 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (1/6)

操作及び確認	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>主蒸気隔離弁が自動閉止するとともに、再循環ポンプが停止したことを確認する。</li> </ul>	逃がし安全弁 (安全弁機能) 所内常設直流通電源設備 主蒸気隔離弁	-	平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 (SA) M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 緊急用 M/C 電圧
原子炉への注水機能喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル 2) 設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。</li> </ul>	-	-	原子炉隔離時冷却系系統流量
早期の電源回復不能の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが、失敗したことを確認する。</li> <li>中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。</li> <li>以上により、早期の電源回復不能を確認する。</li> </ul>	-	-	-
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>早期の電源回復不能の確認後、常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	-	緊急用 M/C 電圧
電源確保操作対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機等の回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の回復操作を実施する。</li> </ul>	-	-	-
可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の起動準備操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水大型ポンプ準備及びボース兼設等を実施する。</li> </ul>	代替注水貯槽 大型ポンプ ホイールローダ	可搬型代替注水大型ポンプ ホイールローダ	代替注水貯槽水位

■ 有効性評価上考慮しない操作

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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

第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（2/2）

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
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アンナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器設備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。この場合の注水量は、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（総注水量 180m <sup>3</sup> ）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	—	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量（格納容器下部注水系流量） 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧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。	—	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 格納容器内圧力 (D/W) ドライウェル雰囲気温度
溶融炉心への注水	原子炉出力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を継続し、格納容器下部注水量が飽和温度程度で推移していること、ドライウェ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	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク コリウムシールド	可搬型代替注水ポンプ (SA-2線) タンクローリ (4KL)	復水補給水系流量 (格納容器下部注水系流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水系流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 サブプレッジョン・チェンバ・プールの温度 サブプレッジョン・チェンバ・プール水位
代替炉心冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除去熱	代替炉心冷却系による代替循環冷却系の運転を開始し、溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除去熱を開始する。代替炉心冷却系の循環流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイトに復水補給水系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トする。	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4KL)	代替原子炉補機冷却系 タンクローリ (4KL)	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水系流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水系流量) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッジョン・チェンバ・プールの温度 サブプレッジョン・チェンバ・プール水位

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

※1 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についての数時間の推移を確認することにより、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。

- 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
- ドライウェ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

また、サブプレッジョン・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ジョン・チェンバのプール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、サブプレッジョン・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オ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。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機

東海第二発電所

備考

第 3.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（2/6）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
高圧注水機能喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点に到達したことを確認する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系の手動起動に失敗したことを確認する。</li> </ul>	—	—	原子炉水位（広帯域、燃料域） 原子炉水位（S.A.広帯域、S.A.燃料域） 原子炉隔離時冷却系流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
常設高圧代替注水系ポンプを用いた高圧代替注水系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧注水機能喪失の確認後、高圧代替注水系を起動する。</li> </ul>	高圧代替注水系	—	高圧代替注水系系統流量
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電後、常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。</li> <li>常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線 2 C 及び 2 D を受電する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</li> </ul>	中央制御室換気系（空気調和機ファン、フィルタ系ファン、高性能粒子フィルタ、チヤコールフィルタ） 非常用ガス処理系（排風機、フィルタトレイン） 非常用ガス再循環系（排風機、フィルタトレイン）	—	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。</li> </ul>	ほう酸水注入系	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力

■：有効性評価上考慮しない操作

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第3.2-1表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (3/6)

操作及び確認	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系による海水通水操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機機能喪失を確認した後、非常用母線の負荷となつている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。</li> <li>緊急用海水系ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</li> </ul>	緊急用海水系ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用海水系に海水を通水した後、代替循環冷却ポンプを起動することで、格納容器除熱を実施する。</li> </ul>	代替循環冷却ポンプ 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 サブレーション・チェンパ圧力 ドライウエル圧力
炉心損傷確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍以上となった場合とする。</li> </ul>	所内常設直流電源設備	—	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）
逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁による原子炉急連減圧操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位の低下が継続し、燃料有効底面から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</li> <li>原子炉急連減圧後は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の閉状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</li> </ul>	逃がし安全弁（自動減圧機能） 所内常設直流電源設備	—	原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S-A燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（S-A） サブレーション・プールの水温度

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第3.2-1表 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（4/6）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）への注水を実施する。</li> </ul>	常設低圧代替注水ポンプ 常設代替高圧電源表置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施後、水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。</li> </ul>	常設代替高圧電源表置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）
サブプレッジョン・ブールpH制御装置による事故注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、サブプレッジョン・ブールpH制御装置（自主対策設備）による事故注入を行う。</li> </ul>	—	—	—
格納容器下部水温の継続監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器温度（下腕部）が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。</li> </ul>	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水位
原子炉圧力容器破損の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって、原子炉圧力容器破損を判断する。</li> </ul>	—	—	格納容器下部水位

□ 有効性評価上考慮しない操作

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第3.2-1表 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (5/6)

操作及び確認	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損の判断後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替格納容器スプレイ冷却系 表置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量 サプレッション・チェン バ圧力 ドライウエル圧力
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部水位 2.75m までベデスタル（ドライウエル部）注水を実施する。以降は、約 2.25m から約 2.75m の範囲に水位を維持する。</li> <li>高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 常設代替格納容器スプレイ冷却系 表置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量 格納容器下部水位
代替格納冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、代替格納冷却系の注水先を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と格納容器スプレイを実施する。</li> </ul>	代替格納冷却系ポンプ 常設代替格納容器スプレイ冷却系 表置 軽油貯蔵タンク	—	代替格納冷却系原子炉注水流量 代替格納冷却系格納容器 スプレイ流量 サプレッション・チェン バ圧力 ドライウエル圧力

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第3.2-1表 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱における重大事故対策について (6/6)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。</li> <li>格納容器圧力が465kPa(gage)に到達した場合、常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し、格納容器圧力の上昇を抑制する。</li> </ul>	常設低圧代替注水ポンプ 常設代替格納容器スプレイ冷却系 格納容器圧力計	—	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 サブプレッシャ・チェンバール ドライウエル圧力
使用済燃料プールの冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プールの冷却操作を実施する。</li> </ul>	—	—	—
可搬型蒸気供給装置を用いた格納容器内蒸気供給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内蒸気濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型蒸気供給装置を用いて格納容器内へ蒸気を供給すること、格納容器内蒸気濃度の上昇を抑制する。</li> </ul>	—	可搬型蒸気供給装置	格納容器内蒸気濃度（S A）
タンクローリによる燃料補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型蒸気供給装置に燃料補給を実施する。</li> </ul>	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

32-45

■ 有効性評価上考慮しない操作



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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機		東海第二発電所	備考																																																																																				
<p>第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱）（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>3,926MWt</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>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>原子炉停止後の崩壊熱</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>7,350m<sup>3</sup></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（ウエットウエル）</td> <td>空間部：5,960m<sup>3</sup> 液相部：3,580m<sup>3</sup></td> <td>ウエットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）</td> </tr> <tr> <td>真空破壊装置</td> <td>3.43kPa（ドライウエル-サープレッション・チェンバ間差圧）</td> <td>真空破壊装置の設定値</td> </tr> <tr> <td>サープレッション・チェンバ・プール水位</td> <td>7.05m（通常運転水位）</td> <td>通常運転時のサープレッション・チェンバ・プール水位として設定</td> </tr> <tr> <td>サープレッション・チェンバ・プール水温</td> <td>35℃</td> <td>通常運転時のサープレッション・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 [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	3,926MWt	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	52,200t/h	定格流量として設定	燃料	9×9 燃料（A 型）	-	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	格納容器容積（ドライウエル）	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）	格納容器容積（ウエットウエル）	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウエットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）	真空破壊装置	3.43kPa（ドライウエル-サープレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値	サープレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（通常運転水位）	通常運転時のサープレッション・チェンバ・プール水位として設定	サープレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサープレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	外部水源の温度	50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃，事象開始 24 時間以降は 40℃）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	<p>第 3.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気気直接加熱）（1/7）</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>本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード</td> </tr> <tr> <td>原子炉熱出力</td> <td>3,293MW</td> <td>定格熱出力を設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力（圧力容器ドーム部）</td> <td>6.93MPa [gage]</td> <td>定格圧力を設定</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 +126cm）</td> <td>通常運転水位を設定</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> <td>48,300t/h</td> <td>定格流量を設定</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>9×9 燃料（A 型）</td> <td>9×9 燃料（A 型）と 9×9 燃料（B 型）は、熱水力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</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の崩壊熱</td> <td>ANSI/ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd/t）</td> <td>崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>5kPa [gage]</td> <td>格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気温度</td> <td>57℃</td> <td>ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器体積（ドライウエル）</td> <td>5,700m<sup>3</sup></td> <td>設計値を設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器体積（ウエットウエル）</td> <td>空間部：4,100m<sup>3</sup> 液相部：3,300m<sup>3</sup></td> <td>サープレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定</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	本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格圧力を設定	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から +126cm）	通常運転水位を設定	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定	燃料	9×9 燃料（A 型）	9×9 燃料（A 型）と 9×9 燃料（B 型）は、熱水力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	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd/t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	格納容器圧力	5kPa [gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定	格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定	格納容器体積（ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定	格納容器体積（ウエットウエル）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サープレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	
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	3,926MWt	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	52,200t/h	定格流量として設定																																																																																					
燃料	9×9 燃料（A 型）	-																																																																																					
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定																																																																																					
格納容器容積（ドライウエル）	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）																																																																																					
格納容器容積（ウエットウエル）	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウエットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）																																																																																					
真空破壊装置	3.43kPa（ドライウエル-サープレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値																																																																																					
サープレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（通常運転水位）	通常運転時のサープレッション・チェンバ・プール水位として設定																																																																																					
サープレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサープレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定																																																																																					
格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定																																																																																					
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定																																																																																					
外部水源の温度	50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃，事象開始 24 時間以降は 40℃）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定																																																																																					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																					
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード																																																																																					
原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定																																																																																					
原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格圧力を設定																																																																																					
原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から +126cm）	通常運転水位を設定																																																																																					
炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定																																																																																					
燃料	9×9 燃料（A 型）	9×9 燃料（A 型）と 9×9 燃料（B 型）は、熱水力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																																																																																					
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979（燃焼度 33GWd/t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定																																																																																					
格納容器圧力	5kPa [gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定																																																																																					
格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定																																																																																					
格納容器体積（ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定																																																																																					
格納容器体積（ウエットウエル）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サープレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定																																																																																					

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機		東海第二発電所		備考	
第 7.2.2-2 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）（2/5）					
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 <sup>2</sup> 相当（H <sub>2</sub> O依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの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材の扱い	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベ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 ベ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		
	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囲まれる部分が広く、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		
	事故条件	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	本評価事故シナシ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は電源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	
		高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等	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	
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）（2/7）					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
初期条件	サブプレッション・プール水位	6.983m（通常水位-4.7cm）	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定		
	サブプレッション・プール水温度	32℃	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温度として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定		
	ベント管真空破壊装置作動圧	3.45MPa（ドライウエル-サブプレッション・チェンバール差圧）	設計値を設定		
	外部水源の温度	35℃	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温度として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温度を設定		
	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m <sup>2</sup> 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの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		
	ベダスタル（ドライウエル部）水張り水位	ベダスタル（ドライウエル部）床面から 1m	「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う水蒸気発生を抑制した場合の影響を抑制しつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果を期待できる深さを考慮して設定（添付資料 3.2.3）		
	原子炉圧力容器下部及びベダスタル（ドライウエル部）内構造物の扱い	ベダスタル（ドライウエル部）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		
	コンクリート以外の構造材の扱い	鉄筋は考慮しない	鉄筋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		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機		東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱）（3/5）</p>		<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）（3/7）</p>	
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	<p>事象発生と同時に原子炉スクラム</p>	<p>事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定</p>	
逃がし弁機能	<p>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] × 1 個, 370t/h/個                      7.72MPa[gage] × 1 個, 373t/h/個                      7.79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個                      7.86MPa[gage] × 4 個, 380t/h/個</p>	<p>逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定</p>	
逃がし安全弁	<p>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速減圧。                      &lt;原子炉圧力と逃がし安全弁 1 個あたりの蒸気量の関係&gt;</p>	<p>逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定</p>	
重大事故等対策に関連する機器条件		<p>原因事象</p> <p>給水流量の全喪失</p> <p>安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注水機能喪失                      低圧注水機能喪失                      全交流動力電源喪失</p> <p>重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定</p> <p>原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失</p> <p>外部電源</p> <p>外部電源なし</p> <p>高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏えい等</p> <p>考慮しない</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機		東海第二発電所		備考
項目 代替格納容器冷却系（常設） 格納容器下部注水系（常設） 代替循環冷却系 コリウムシールド 重大事故等対策に関する機器条件	主要解析条件 原子炉圧力容器破損前：70m <sup>3</sup> /hにて原子炉格納容器へスプレイ 原子炉圧力容器破損後：130m <sup>3</sup> /h以上で原子炉格納容器へスプレイ 事前水張り時：90m <sup>3</sup> /hで注水 原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水	条件設定の考え方 格納容器温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定 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て設定 原子炉圧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 溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定		
	総循環流量：190m <sup>3</sup> /h 格納容器スプレイ：約 140m <sup>3</sup> /h 原子炉格納容器下部：約 50m <sup>3</sup> /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ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		
第 7.2.2-2 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）（4/5）		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）（4/7）		
項目 原子炉スクラム 主蒸気隔離弁 再循環ポンプ		主要解析条件 原子炉水位低（レベル3）信号 事象発生と同時に閉止 事象発生と同時に停止	条件設定の考え方 短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にてステータムするものとして設定 短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定 事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	
重大事故等対策に関する機器条件				

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機		東海第二発電所		備考
項目	主要解析条件	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	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）	原子炉圧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、原子炉圧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（原子炉圧力容器破損前の先行水張り）	原子炉圧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180m <sup>3</sup> ）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圧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（原子炉圧力容器破損後の注水）	原子炉圧力容器破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧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	
※ 本格納容器破損モードの評価事故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。				
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）（5/7）				
3.2-50				
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	(原子炉圧力制御時) 安全弁機座 7.79MPa [gage] × 2個, 385.2t/h/個 8.10MPa [gage] × 4個, 400.5t/h/個 8.17MPa [gage] × 4個, 403.9t/h/個 8.24MPa [gage] × 4個, 407.2t/h/個 8.31MPa [gage] × 4個, 410.6t/h/個 (原子炉減圧操作時) 逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁の開放による原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係>	設計値を設定 なお、安全弁機座は逃がし弁機能に比べて原子炉圧力が高めに維持され、原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなるため、評価項目に対して厳しい条件となる		
	総蒸気流量：250m <sup>3</sup> /h ・250m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器ヘスプレイ ・150m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器ヘスプレイ及び100m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉へ注水 代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱量：約14MW (サブプレッジョン・プールの海水温度100℃、海水温度32℃において)		逃がし安全弁の設計値に基づき、原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定	
代替循環冷却系		格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却に必要な流量を考慮して設定		
緊急用海水系		代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定		

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考

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）（6/7）

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	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	原子炉圧力容器破損判断後： 300m <sup>3</sup> /hにて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	格納容器下部注水系（常設）	格納容器圧力抑制： 130m <sup>3</sup> /hにて格納容器へスプレイ	格納容器圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	可搬型室供給装置	80m <sup>3</sup> /hにてベデスタル（ドライウエル部）へ注水	溶融炉心の冠水継続が可能な流量として設定
	コリウムシールド耐熱材の種類	室蒸 198m <sup>3</sup> /h 及び蒸着 2m <sup>3</sup> /h の流量で室蒸供給 ジルコニア耐熱材	格納容器内の酸濃度上昇抑制に必要な流量として設定 コンクリートの侵食を防止する観点から設定 (添付資料 3.2.15, 3.2.16)
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2,100℃	ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定 (添付資料 3.5.1)
	ベデスタル（ドライウエル部）床面積	コリウムシールドを考慮	溶融炉心の拡がり面積が大きいことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなる設定

3.2-51

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

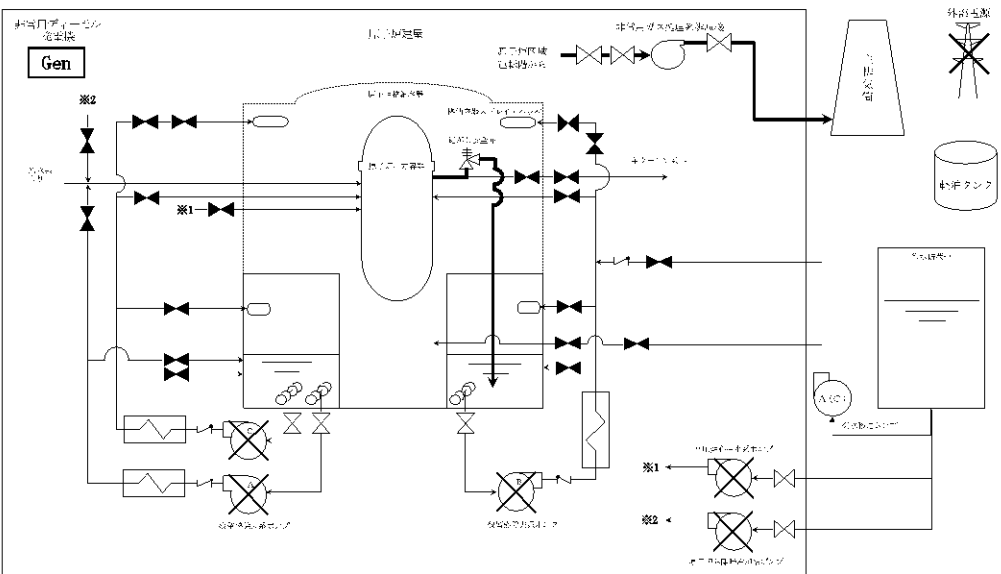
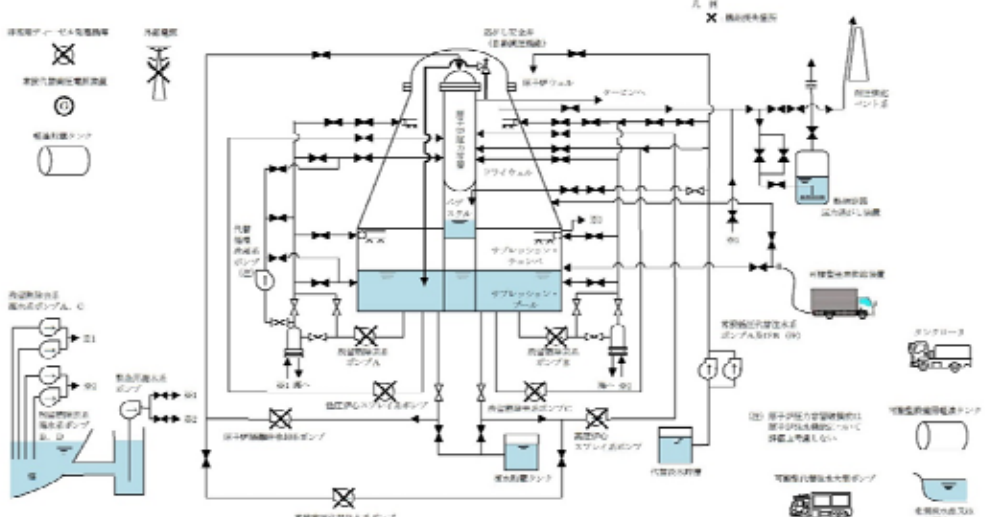
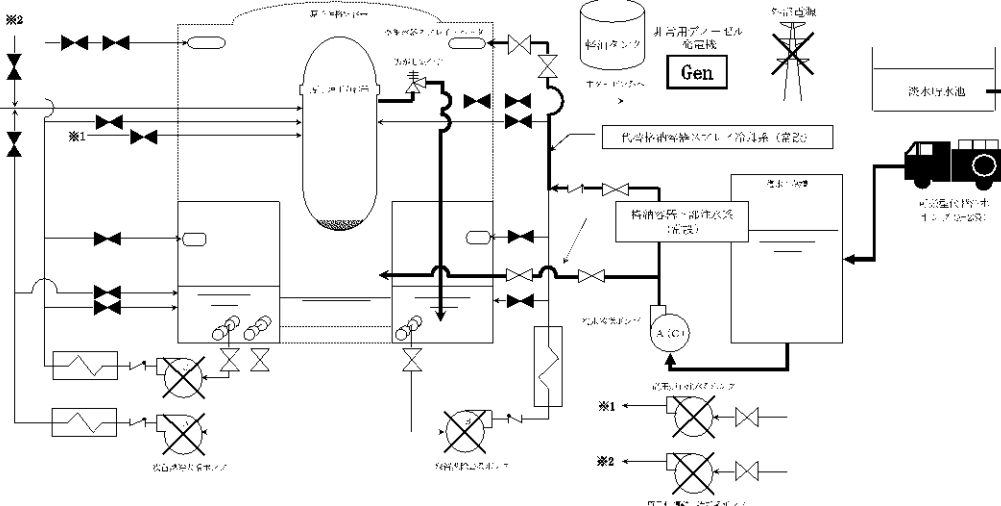
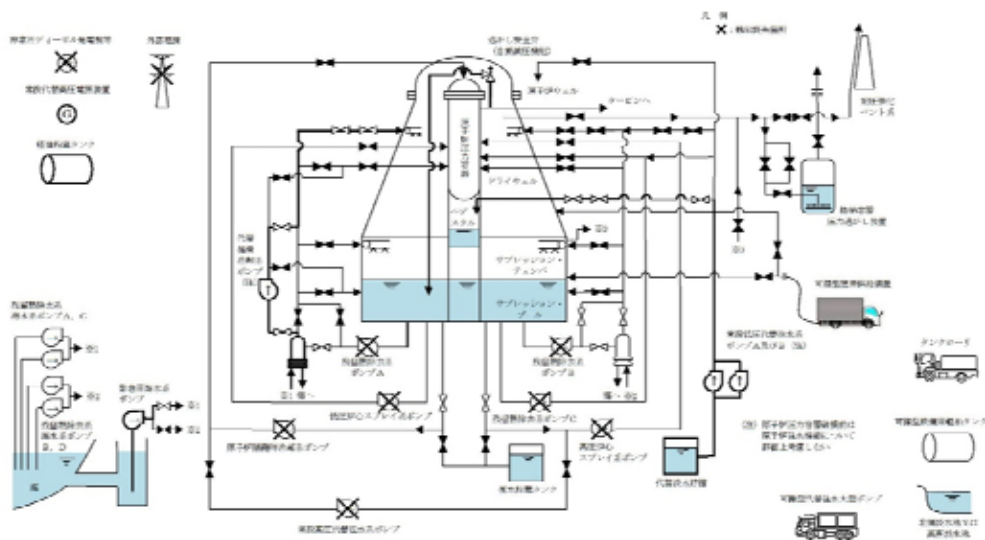
東海第二発電所

備考

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）（7/7）

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	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%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て設定 (添付資料3.2.1)
緊急用海水系による海水通水及び代替蒸発冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から90分後	緊急用海水系及び代替蒸発冷却系の準備時間等を考慮して設定
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作	解析上考慮しない	ペダスタル（ドライウエル部）には事象初期から1mの水位を形成していることから、解析上は本操作を考慮しない
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	原子炉圧力容器破損6分後に開始し、格納容器圧力が低下傾向に転じてから30分後に停止	原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系による炉心への注水操作	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部水位2.75mに到達した時点で停止。その後は、2.25mまで低下した時点で開始し、2.75mに到達した時点で停止	操作実施に必要な時間を考慮して設定 炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による炉心炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力制御操作	格納容器圧力465kPa[gage]に到達した場合に開始し、格納容器圧力400kPa[gage]まで低下した時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
可搬型蒸気供給装置を用いた格納容器内蒸気供給操作	格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合に開始	格納容器内酸素濃度がベント基準である4.3vol%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定

重大事故等対策に関連する操作条件

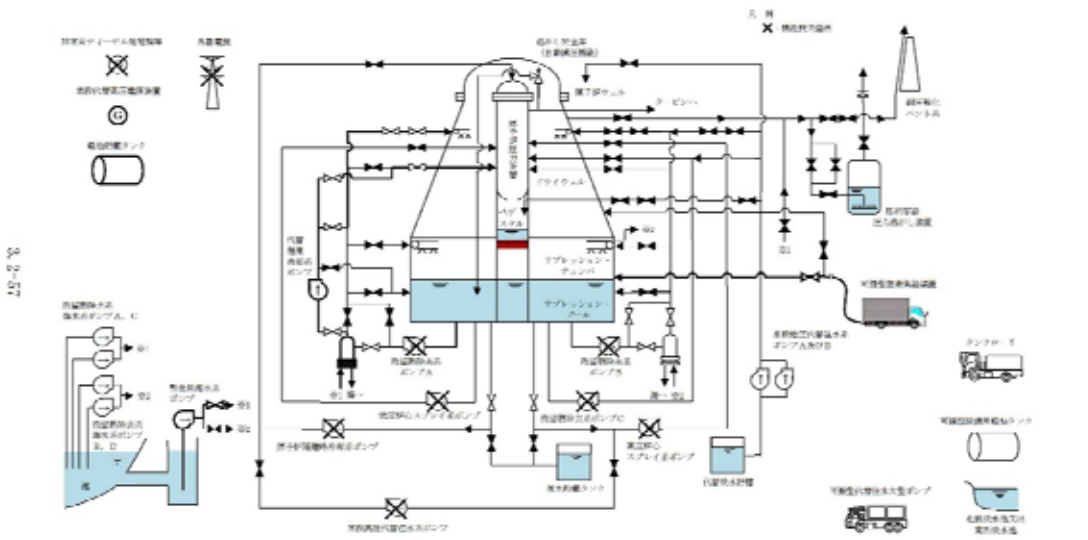
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
	 <p>第 3.2-1 回 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 ( 1 / 5 )          ( 原子炉压力容器破損前の過し安全弁 ( 自動減圧機能 ) による原子炉減圧段階 )</p>	
<p>第 7.2.2-1 図 「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 ( 1 / 4 )          ( 原子炉減圧 )</p>		
	 <p>第 3.2-1 回 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 ( 2 / 5 )          ( 原子炉压力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系 ( 常設 ) による格納容器下部水位確保段階 )</p>	
<p>第 7.2.2-2 図 「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 ( 2 / 4 )          ( 原子炉压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>		



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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.2-3 図 「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4)                  (原子炉压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 3.2-1 図 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 (3/5)                  (原子炉压力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却及び格納容器下部注水系 (常設) による溶融炉心への注水段階)</p>	
<p>第 7.2.2-4 図 「高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (4/4)                  (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>第 3.2-1 図 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 (4/5)                  (原子炉压力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器圧力制御段階)</p>	

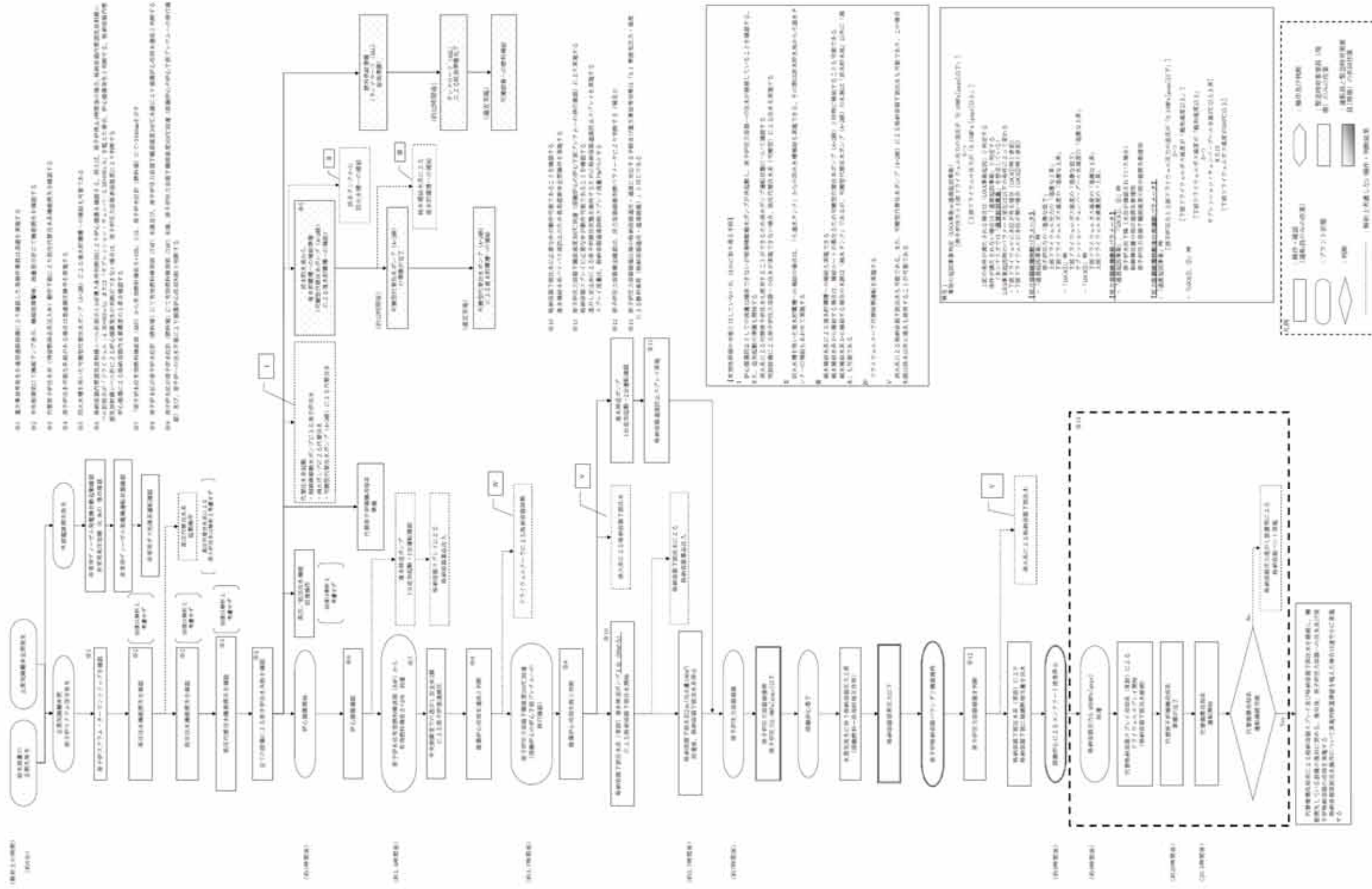
赤字：設備、運用又は体制の相違 ( 設計方針の相違 )  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 ( 記載方針の相違 )  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 ( 実質的な相違なし )

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
	 <p>第 3.2-1 図 高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 (5/5)          (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱、可搬型空素供給装置を用いた格納容器内空素供給設備)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

備考



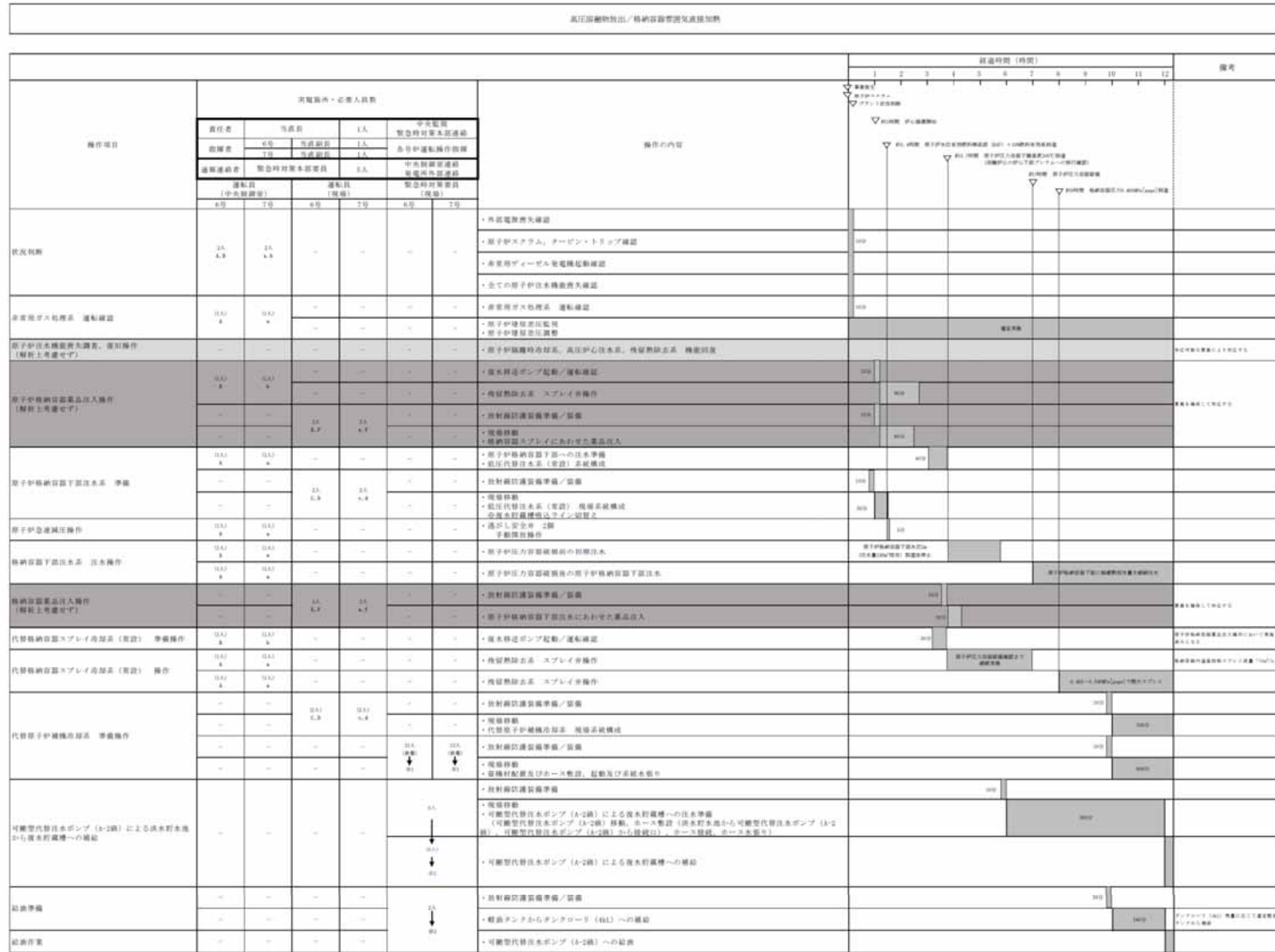
第7.2.2-5 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要



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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

備考



第 7. 2. 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(1/2)

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

東海第二発電所				備考	
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱					
備考	実施細則・必要員数 【 】は他の実施細則に移動してきた員数			経過時間 (分)	備考
	実施細則	必要員数	実施内容		
実施細則	必要員数	実施内容	経過時間 (分)	備考	
15分以内	2人 4, 8	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>●原子炉スクラムの発動</li> <li>●クレーン停止の発動</li> <li>●外部電源喪失の発動</li> <li>●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の発動</li> <li>●原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗の発動</li> <li>●原子炉への注水開始失敗の発動</li> </ul>	10分	
原子炉の電源喪失不能の発動	[1.1] 5	-	●高圧炉内スレイスライサーの自動起動操作 (失敗)	1分	
電源喪失時の対応	-	-	●非常用ディーゼル発電機の自動起動操作 (失敗)	2分	
東海第二管内高圧電源喪失による緊急用電源の受電操作	[1.1] 8	-	●東海第二管内高圧電源喪失による緊急用電源の受電操作	4分	
高圧注水開始失敗の発動	[1.1] 8	-	●原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	2分	
東海第二管内高圧注水ポンプを用いた高圧注水の発動操作	[1.1] 4	-	●東海第二管内高圧注水ポンプを用いた高圧注水の発動操作	4分	
東海第二管内高圧注水ポンプを用いた高圧注水の発動操作 (緊急) 準備操作	[1.1] 8	-	●原子炉停止、原子炉停止に必要な装置の電源切替操作	4分	
緊急用電源系による高圧注水操作	[1.1] 4	-	●原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	2分	
緊急用電源系による高圧注水操作	[1.1] 4	-	●緊急用電源系及び非常用電源系からの高圧注水の電源切替操作	4分	
代管機電源系による高圧注水操作	[1.1] 4	-	●緊急用電源系による高圧注水 系統構成及び発動	20分	高圧注水開始後、適宜注水監視
東海第二管内高圧注水ポンプを用いた高圧注水の発動操作 (緊急) 準備操作	[1.1] 4	-	●代管機電源系からの高圧注水の電源切替操作	9分	
水素濃度及び酸素濃度監視装置の発動操作	[1.1] 4	-	●代管機電源系による高圧注水の発動操作 系統構成及び発動	35分	格納容器隔離開始後、適宜注水監視
サブシフトシステム/非常用電源系による緊急注水操作	[1.1] 8	-	●非常用電源からの高圧注水の発動操作	4分	
炉心保護発動	[1.1] 8	-	●東海第二管内高圧注水ポンプを用いた高圧注水の発動操作 (緊急) による原子炉停止、系統構成	20分	水位調整後、適宜注水監視
過剰し尿操作 (自動運転時) 2件による原子炉急停止操作	[1.1] 8	-	●緊急用電源系及び非常用電源系からの高圧注水の電源切替操作	8分	適宜注水監視後、外部電源で即時電源切替を行う。緊急電源喪失時は非常用電源系統により緊急用電源受電後、格納容器の自動起動を待たされる
東海第二管内高圧電源喪失による非常用電源の受電準備操作	[1.1] 8	-	●水素濃度及び酸素濃度監視装置の自動発動	8分	適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視
東海第二管内高圧電源喪失による非常用電源の受電準備操作	[1.1] 8	-	●サブシフトシステム/非常用電源系による緊急注水操作	15分	
原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	[1.1] 8	-	●炉心保護発動	2分	
原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	[1.1] 8	-	●過剰し尿操作 (自動運転時) 2件による原子炉急停止操作	1分	
東海第二管内高圧電源喪失による非常用電源の受電準備操作	[1.1] 8	-	●非常用電源受電準備	75分	
東海第二管内高圧電源喪失による非常用電源の受電準備操作	[1.1] 8	-	●東海第二管内高圧電源喪失による自動発動	8分	
原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	[1.1] 8	-	●非常用電源受電	9分	
原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	[1.1] 8	-	●原子炉隔離/格納容器の自動起動操作	5分	起動操作開始後、適宜注水監視
原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	[1.1] 8	-	●中央制御室監視員の監視操作	9分	起動操作開始後、適宜注水監視
原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	[1.1] 8	-	●注水ポンプの自動起動操作	2分	
原子炉隔離/格納容器の自動起動失敗 (失敗)	[1.1] 8	-	●注水ポンプの自動起動	15分	注水ポンプの自動起動による適宜注水監視

第 3.2-3 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 (1/2)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

備考

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）											備考		
	運転員 （中央制御室）		運転員 （現場）		緊急時対策要員 （現場）			14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34		36	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
代替原子炉格納容器加熱 準備作業	-	-	(2人) C, B	(2人) e, d	-	-	・ 現場移動 ・ 代替原子炉格納容器加熱 現場準備完了	30分													
代替原子炉格納容器加熱 準備作業	-	-	-	-	※1 ↓ (10人) ↓ ※4, ※5	※1 ↓ (12人) ↓ ※4, ※5	・ 現場移動 ・ 管線材配管及びホース敷設、取替及び高圧水張り	60分													
給油準備	-	-	-	-	※4 ↓ (2人)	-	・ 軽油タンクからタンクローリー（4tL）への給油	140分											タンクローリー（4tL）搬送に要 して満足数量タンクから給油		
給油作業	-	-	-	-	-	-	・ 重油車への給油 ・ 大容量注水車（熱交換器ユニット用）への給油	重油車運													
代替原子炉格納容器加熱 運転	-	-	-	-	※5 ↓ (3人)	※5 ↓ (3人)	・ 代替原子炉格納容器加熱 運転の監視	重油車運													
代替格納容器加熱 準備作業 （系統構成）	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 代替格納容器加熱 中央制御室系統構成	30分											この時間内に実施		
代替格納容器加熱 準備作業 （系統構成）	-	-	(1人) C, D E, F	(1人) e, d e, f	-	-	・ 現場移動 ・ 代替格納容器加熱 現場系統構成 （代替格納容器スプレイに不要のない部分）	120分											この時間内に実施		
原子炉格納容器下部注水機操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 原子炉格納容器下部注水機操作の原子炉格納容器下部注水	原子炉格納容器下部注 水機操作の開始と終了													
代替格納容器スプレイ加熱系（定設） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 高圧加熱系 スプレイ管操作	0.4MPa～0.39MPa(10min)で 定設スプレイ													
代替格納容器加熱 準備作業 （系統構成2）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 高圧加熱系 スプレイ管操作 ・ 高圧加熱系 スプレイ管操作	30分													
代替格納容器加熱 準備作業 （系統構成2）	-	-	(2人) B, F	(2人) e, f	-	-	・ 現場移動 ・ 代替格納容器加熱 現場系統構成 （高圧加熱系スプレイ管）	30分													
代替格納容器加熱 準備作業 （系統構成2）	-	-	(2人) C, D	(2人) e, d	-	-	・ 現場移動 ・ 代替格納容器加熱 現場系統構成 （高圧加熱系スプレイ管）	30分													
代替格納容器加熱 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・ 高圧加熱系 スプレイ管操作 ・ 高圧加熱系 スプレイ管操作	5分													
代替格納容器加熱 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ 代替格納容器加熱による原子炉格納容器の状態監視	運転開始													
可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による高圧注水機からの高圧注水機への給油	-	-	-	-	※2 ↓ (4人)	-	・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2機）による高圧注水機への給油	運転開始													
給油作業	-	-	-	-	※2 ↓ (2人)	-	・ 可搬型代替注水ポンプ（A-2機）への給油	運転開始													
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 e, d, e, f	8人 （非常要員26人）																

（ ）内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

第 7. 2. 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)

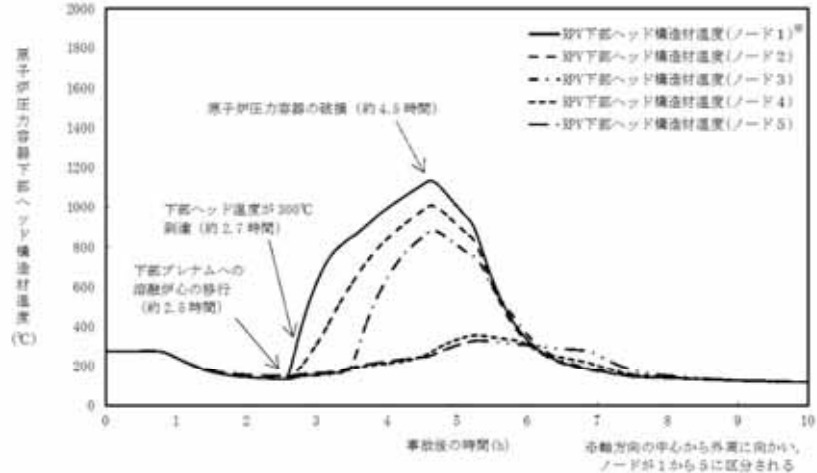
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所				備考	
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱					
操作項目	実施時刻・必要員数 【 1 】 出典内容に 記載してある員数			経過時間(時間)	備考
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	緊急時対応員 (現場)		
原子炉圧力調整装置の制御	【A】 4	-	-	約 2.7 時間 原子炉圧力調整装置 (下機組) が 20% に到達	
緊急時注水システムを用いた代替格納容器スプレッド系 (緊急) による格納容器圧力調整	【A】 4	-	-	約 4.5 時間 原子炉圧力調整装置	5分 減圧制御バスター (格納容器下置水層) の継続運転
緊急時注水システムを用いた格納容器下置水系 (緊急) による格納容器への注水	【A】 4	-	-	約 124 時間 格納容器内貯留濃度 3.5vol% (ドライ条件) 到達	1分 減圧制御
代替格納容器による原子炉圧力及び格納容器圧力調整	【A】 4	-	-	約 167 時間 格納容器内貯留濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達	1分 注水開始時、水位制御を継続
緊急時注水システムを用いた代替格納容器スプレッド系 (緊急) による格納容器圧力調整	【A】 4	-	-		減圧制御
代替格納容器による原子炉圧力及び格納容器圧力調整	【A】 4	-	-		減圧制御
格納容器プレームの制御	【A】 4	-	-		減圧制御
可搬型注水システム (可搬型) の起動	-	-	【A】 4		17分
可搬型注水システムによる格納容器内貯留濃度調整	-	-	【A】 4		115分
タンクローリによる格納容器への注水	-	-	2人 (現場)		30分
必要員合計	2人 4.0	2人 0.0	2人 4.0 及び運転員		

第 3.2-3 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)



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.2-7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 3.2-4 図 原子炉圧力の推移</p>	
<p>第 7.2.2-8 図 原子炉水位 ( シュラウド内外水位 ) の推移</p>	<p>第 3.2-5 図 原子炉水位 ( シュラウド内外水位 ) の推移</p>	<p>3.2-61</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
	 <p data-bbox="1558 865 2092 892">第3.2-6図 原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移</p> <p data-bbox="1780 1690 1869 1722">3.2-62</p>	

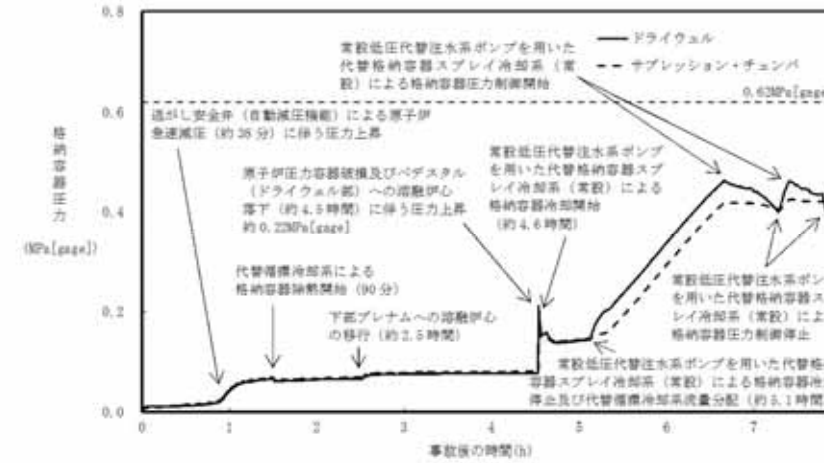
赤字：設備、運用又は体制の相違 ( 設計方針の相違 )  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 ( 記載方針の相違 )  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 ( 実質的な相違なし )

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.2-9 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 3.2-7 図 格納容器圧力の推移</p>	
<p>第 7.2.2-10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 3.2-8 図 格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>3.2-63</p>

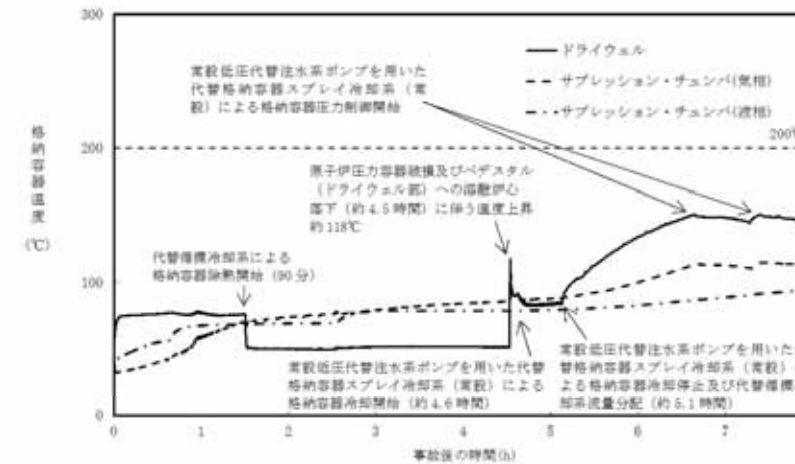
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-9 図 格納容器圧力の推移 ( ~8 時間 )

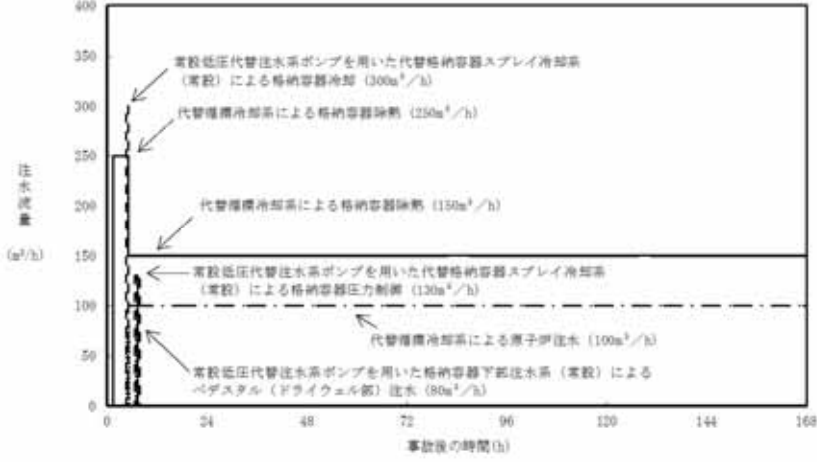
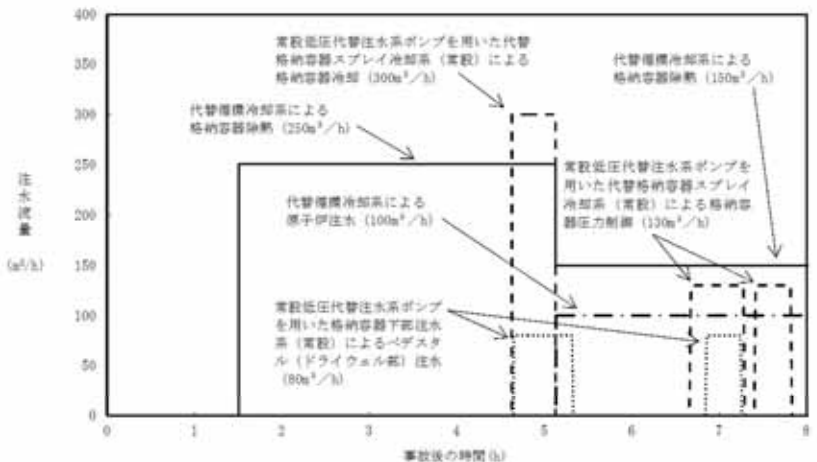


第 3.2-10 図 格納容器雰囲気温度の推移 ( ~8 時間 )

3.2-64

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.2-11 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・プール水位の推移</p>	
<p>第 7.2.2-12 図 注水流量の推移</p>	<p>第 3.2-12 図 サプレッション・プール水位の推移 ( ~8 時間 )</p> <p>3.2-65</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
	 <p>第3.2-13図 注水流量の推移</p>  <p>第3.2-14図 注水流量の推移（～8時間）</p> <p>3.2-66</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
	<div data-bbox="1439 409 2211 840" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1513 861 2136 903" data-label="Caption"> <p>第 3.2-15 図 ペDESTAL（ドライウェル部）の水位の推移</p> </div> <div data-bbox="1439 1039 2211 1480" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1439 1501 2181 1543" data-label="Caption"> <p>第 3.2-16 図 ペDESTAL（ドライウェル部）の水位の推移（～8 時間）</p> </div> <div data-bbox="1765 1690 1869 1732" data-label="Text"> <p>3.2-67</p> </div>	

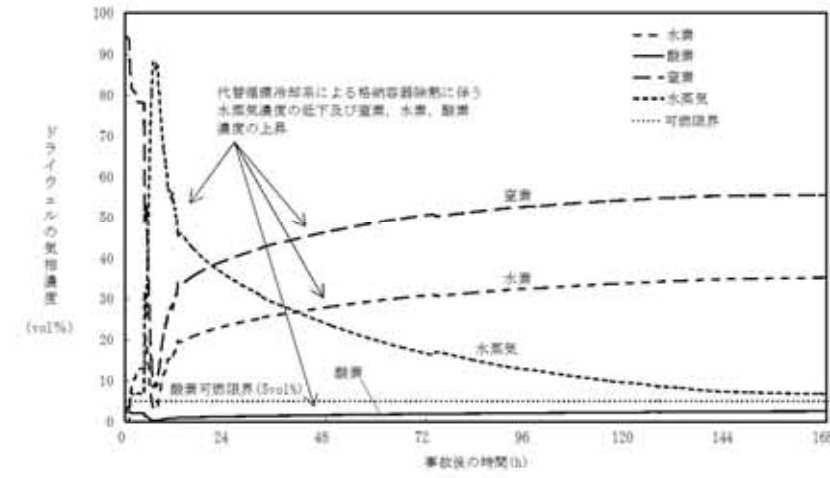
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
	<div data-bbox="1448 409 2211 835" data-label="Figure"> <p>第3.2-17図 ベドスタル（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移</p> </div> <div data-bbox="1780 1690 1869 1722" data-label="Text"> <p>3.2-68</p> </div>	



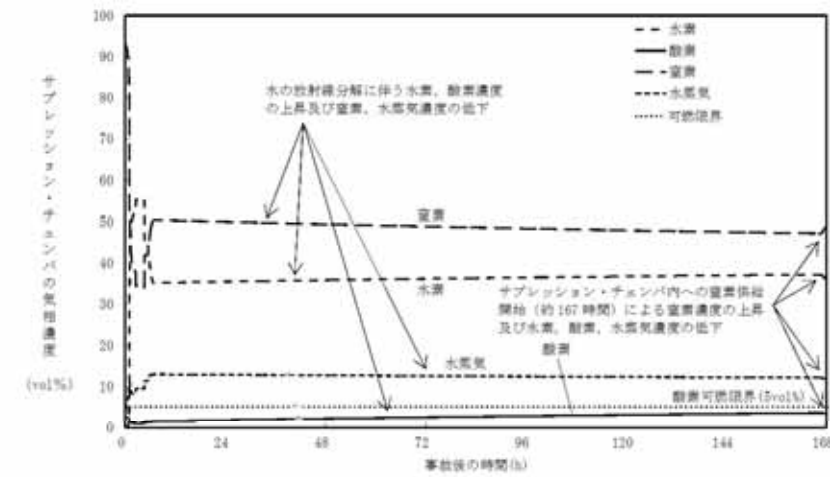
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-18 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



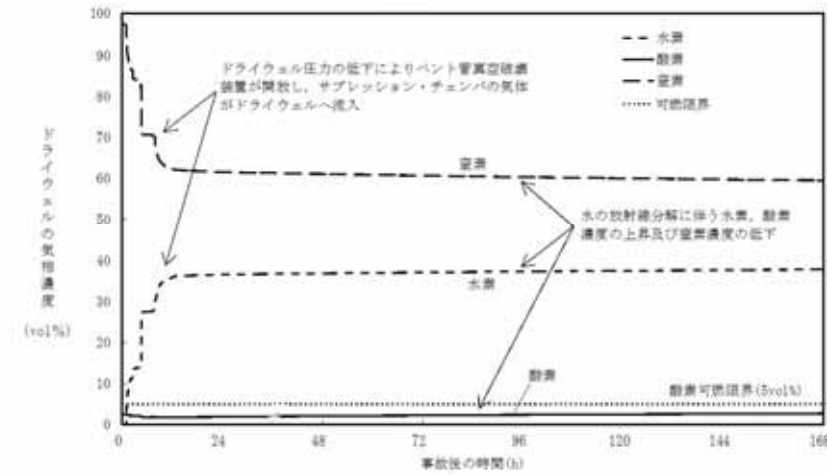
第 3.2-19 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

3.2-69

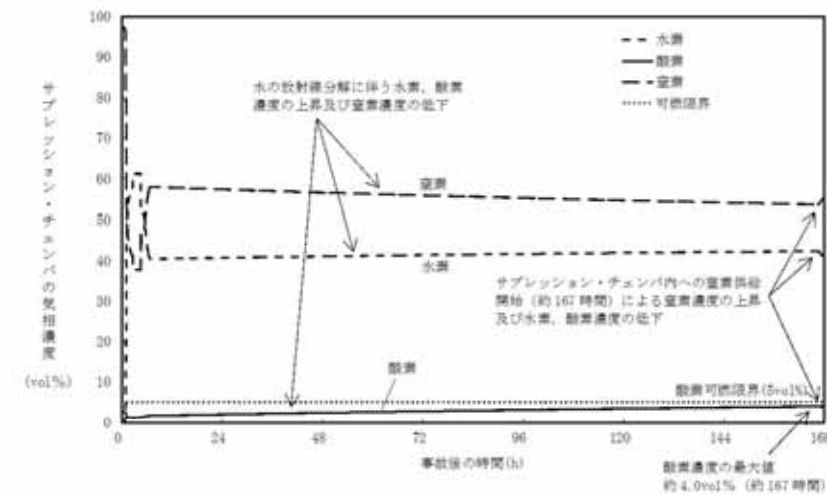
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-20 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



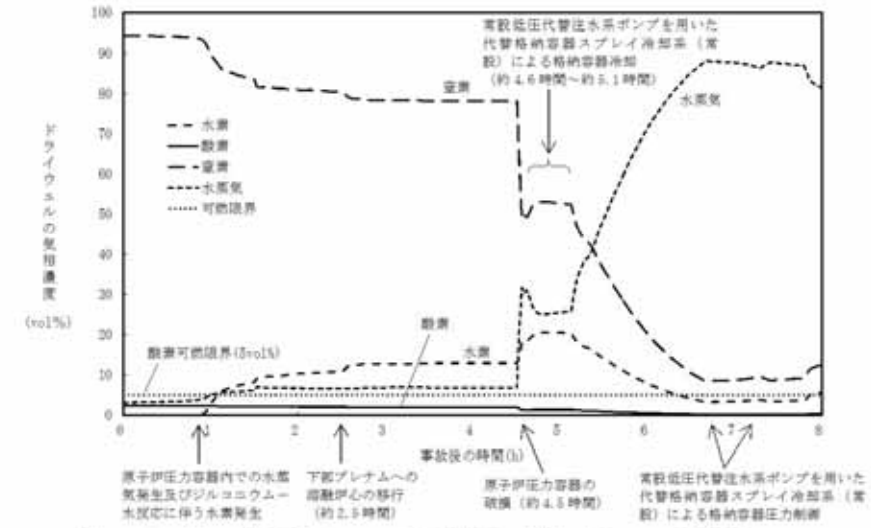
第 3.2-21 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

3.2-70

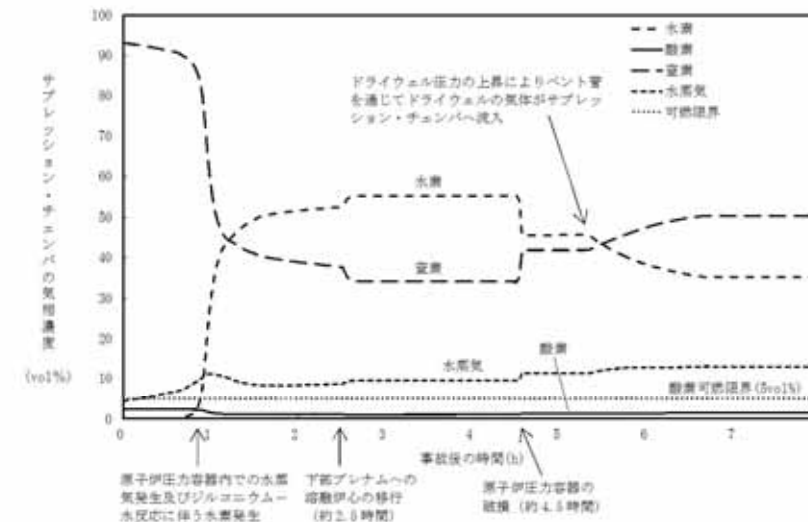
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-22 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)  
 (~8 時間)



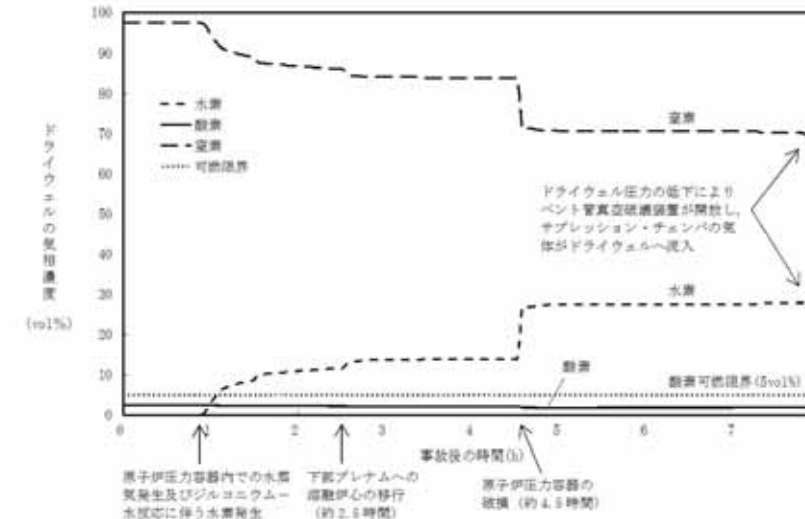
第 3.2-23 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)  
 (~8 時間)

3.2-71

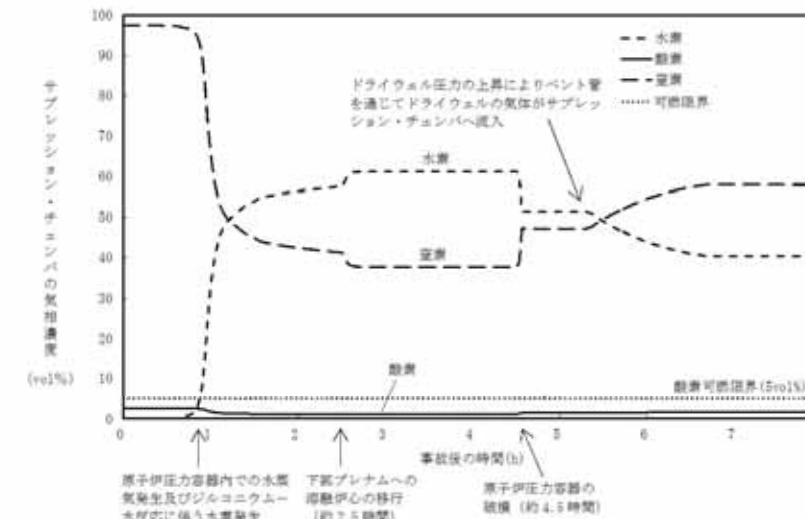
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-24 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件) (~8 時間)



第 3.2-25 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) (~8 時間)

3.2-72

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
	<div data-bbox="1418 415 2211 892" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1484 898 2151 966" data-label="Caption"> <p>第 3.2-26 図 原子炉压力容器破損後に原子炉注水しない場合の格納容器圧力の推移</p> </div> <div data-bbox="1439 1050 2211 1480" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1484 1533 2151 1606" data-label="Caption"> <p>第 3.2-27 図 原子炉压力容器破損後に原子炉注水しない場合の格納容器雰囲気温度の推移</p> </div> <div data-bbox="1765 1690 1869 1732" data-label="Text"> <p>3.2-73</p> </div>	<p>・ 感度解析実施項目の相違              ( 東海第二発電所では、原子炉压力容器破損後に原子炉注水しない場合の感度解析を実施 )</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>7.2.3.1 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「原子炉圧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、「6.2 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「原子炉圧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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水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>原子炉圧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。</p> <p>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>また、水蒸気爆発とは別に、溶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、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による、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、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</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 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「原子炉圧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、長期TB、TBU、TBP、TBD及びLOCA 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「原子炉圧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異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失（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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水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は構造物が破壊され格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉圧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。ペDESTAL（ドライウエル部）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 style="text-align: center;">（添付資料 3.3.1, 3.3.2, 3.3.3, 3.3.4, 3.3.5）</p> <p>また、水蒸気爆発とは別に、溶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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を約1mに維持し、溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のプール水への伝熱による、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、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、ペDESTAL（ドライウエル部）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、長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、格納容器の破損を防止</p>	<p>・PRAの違いによりプラント損傷状態に違いがあるが、実態として相違点はない</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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溶融燃料－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溶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「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶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、溶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溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合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。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「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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</p>	<p>する。</p> <p>さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素供給することによって、格納容器の破損を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには、原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから、原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。また、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について評価することとする。</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溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、ペDESTAL（ドライウェル部）への溶融炉心の落下を想定する。この状況では、ペDESTAL（ドライウェル部）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、ペDESTAL（ドライウェル部）に水プールが存在することから、溶融炉心落下時にはペDESTAL（ドライウェル部）に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り水位は、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う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、「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1mとしており、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を約1mに維持する手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水手段を整備する。</p> <p>さらに、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>また、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びその他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)と同様で</p>	<p>・東海第二では水素燃焼対策としてP C Vへの窒素注入を実施</p> <p>・東海第二ではR P V破損後はR P Vへの注水を手順に基づき実施する条件としている</p> <p>・東海第二は通常運転時から 1m の水張り</p> <p>・通常運転時からの 1m の水張り、窒素注入等の対策の違いに起因する記載の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>一連の重大事故等対策の概要は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(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、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(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>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「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第7.2.2-1図から第7.2.2-4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7.2.2-2図及び第7.2.2-3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「7.2.2 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>7.2.3.2 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>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、「6.2 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（＋FCI発生）」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、「6.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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、溶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、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.5 溶融炉心・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「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰</p>	<p>ある。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「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図及び第3.2-2図である。また、重大事故等対策の手順と設備との関係は、「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表である。</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>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、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペDESTAL）」である。</p> <p>1.2.2.1(3)に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、溶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、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、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」及び「3.5 溶融炉心・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 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放</p>	<p>・柏崎刈羽は概要図と対策の関係を記載（PWRには当該記載無し）</p> <p>・東海第二では、全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>「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<b>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置</b>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ける原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化）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、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</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<b>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7.2.3-1図及び第7.2.3-2図に</b>、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7.2.3-3図から第7.2.3-6図に示す。</p> <p>a. 事象進展        事象進展は「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等        圧カ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>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<b>燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置</b>に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、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、格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の格納容器における原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化）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 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</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格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の推移を第3.3-1図及び第3.3-2図に示す。</p> <p>a. 事象進展        事象進展は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等        格納容器圧力は、第3.3-1図に示すとおり、熔融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）の水との相互により約0.22MPa[gage]とどまることから、格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回る。また、格納容器雰囲気温度は、第3.3-2図に示すとおり、約118℃にとどま</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・東海第二はDCHにて記載</p> <p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<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>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(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、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.5 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「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>7.2.3.3 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現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心落下速度、細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>なお、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れているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において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は確認されて</p>	<p>ることから、格納容器バウンダリにかかる温度は、評価項目である200℃を下回る。これらのことから、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）の水との相互作用による熱的・機械的荷重は格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</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、対策の有効性を確認した。</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(1)から(4)、(6)及び(7)に示す評価項目並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については、「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また、(8)の評価項目については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。</p> <p>(添付資料 3.2.8)</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、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）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、緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作、常設低压代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心の落下速度、細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>なお、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れているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において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は</p>	<p>・各シーケンスで確認対象とする評価項目の整理の相違</p> <p>・対策の相違</p> <p>・東海第二は影響評価の結果は「運転員等操作時間絵に与える影響」、「評価項目となるパラメータに与える影響」に記載</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>いないことから、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熔融燃料－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、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響        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、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、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初期水張り操作を実施するが、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 の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>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</p>	<p>確認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の熔融燃料－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        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、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、燃料棒被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内の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ものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>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雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器圧力及び雰囲気温度制御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</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶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溶融燃料－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溶融燃料－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>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ものの、そ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>している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、リロケーション及び構造材との熱伝達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操作として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作があるが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して早まる時間はわずかであり、また、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから、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、溶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溶融燃料－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溶融燃料－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3.3.6)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力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ものの、そ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</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、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。</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、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7.2.3-7 図及び第7.2.3-8 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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価            a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件            初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.2-2 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る</p>	<p>える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の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 5, Mark-I 改良型格納容器プラント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、BWR 5, Mark-II 型格納容器プラントにおいては、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3.3-3図及び第3.3-4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カスパイクに与える影響が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 3.3.6, 3.3.7)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価            a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件            初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、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</p>	<p>・記載方針の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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 に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉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、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圧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>(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 に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、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</p>	<p>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33GWd／t以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、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（常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保を実施すること）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35℃に対して最確条件は35℃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、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水温度がおおむね低くなるが、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、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、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圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保を実施すること）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 style="text-align: right;">（添付資料3.3.6, 3.3.8）</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33GWd／t以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、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35℃に対して最確条件は35℃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、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水温度がおおむね低くなり、原子炉圧力容器破損後時のペDESTAL（ドライウェル部）のプール水温度が低くなるが、ペDESTAL（ドライウェル部）の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</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、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7.2.3-9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>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</p>	<p>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、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、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+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3.3-5図に示すとおり、事象発生から約3.3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0.20MPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料 3.3.6, 3.3.8)</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>操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、事象発生90分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、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作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>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作は、解析上考慮していないが、操作時間として代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施から24分後を想定している。運</p>	<p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが、実態として記載内容に違いはない</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>(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>(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</p>	<p>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4.5時間の時間余裕があり、実態の操作時間は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。</p> <p>(添付資料3.3.6)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、緊急用海水系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、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作時間は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>(添付資料3.3.6)</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>操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は事象発生から90分あり、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、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、約3時間の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作については、事象発生から90分後の代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施に対し、原子炉圧力破損までの時間は事象発生から約4.5時間ある。操作時間は約24分間であることから、操作完了後の排水時間5分を考慮しても、操作遅れに対して約2.5時間程度の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.3.6)</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>(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>7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価            本評価事故シーケンスは、「7.2.2 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「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.3.5 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水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。</p> <p>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>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結</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>なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。            （添付資料3.2.10）</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 必要な要員及び資源の評価」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（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水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は構造物が破壊され格納容器が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、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を約1mに維持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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペDESTAL）」について、有効性評価を行った。</p> <p>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、格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回るため、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>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</p>	<p>・東海第二特有の感度解析に係る記載</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉圧力 (MPa [gage])</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>(最大圧力：約 7.8MPa [gage], 約 3.1 秒)</p> <p>逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧</p> <p>逃がし安全弁開閉による原子炉圧力制御</p> <p>炉心下部プレナムへの溶融炉心移行による原子炉圧力上昇 約 2.6MPa [gage] (約 3.4 時間後)</p> <p>原子炉圧力容器破損直前 (約 0.3MPa [gage])</p> <p>2.0MPa [gage]</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<p>第 7.2.3-1 図 原子炉圧力の推移</p> <p>原子炉水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>逃がし安全弁からの蒸気放出により原子炉水位が低下</p> <p>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2個の開放による原子炉減圧により原子炉水位が低下</p> <p>炉心下部プレナムの水は蒸発しているが、落下した溶融炉心の堆積により、見かけ上の原子炉水位が表示されている</p> <p>炉心下部プレナム水が蒸発し原子炉水位が低下</p> <p>溶融炉心の状態変化により見かけ上の原子炉水位が上昇している</p> <p>原子炉圧力容器破損により炉心下部プレナムの全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下</p> <p>有効燃料棒底部</p> <p>有効燃料棒上部</p> <p>シユラウド内水位</p> <p>シユラウド外水位</p> <p>炉心下部プレナム水位</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<p>第 7.2.3-2 図 原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移</p>		

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

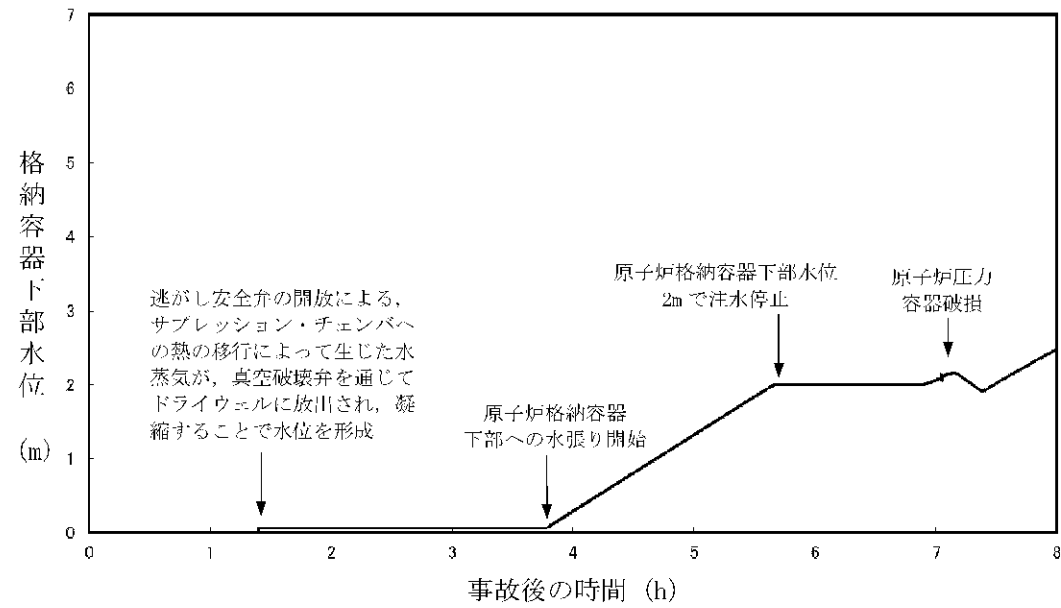
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.3-3 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.3-4 図 格納容器温度の推移</p>	

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

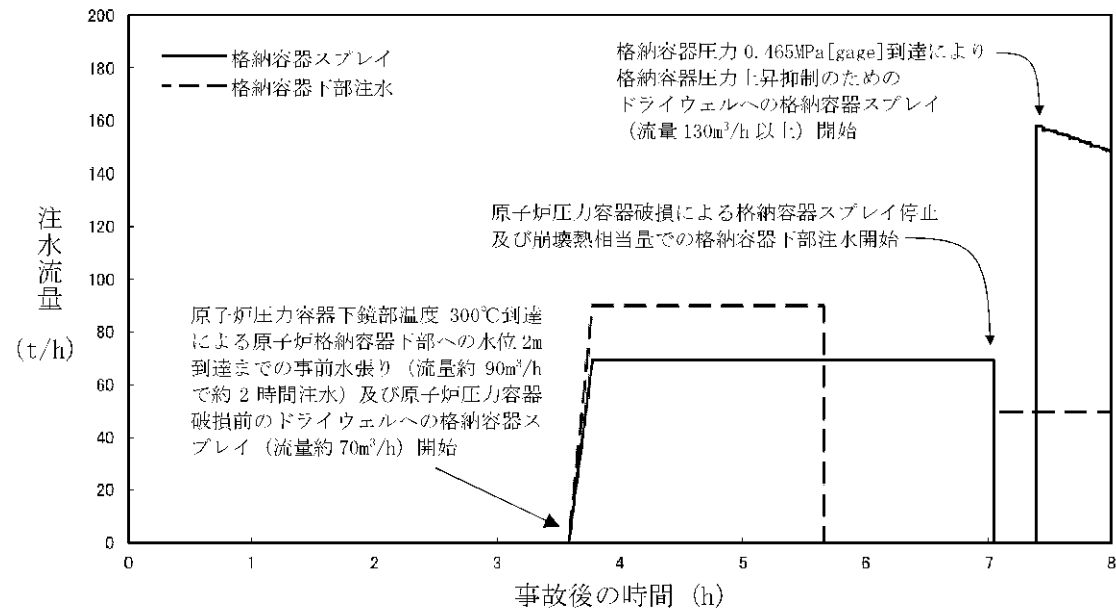
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

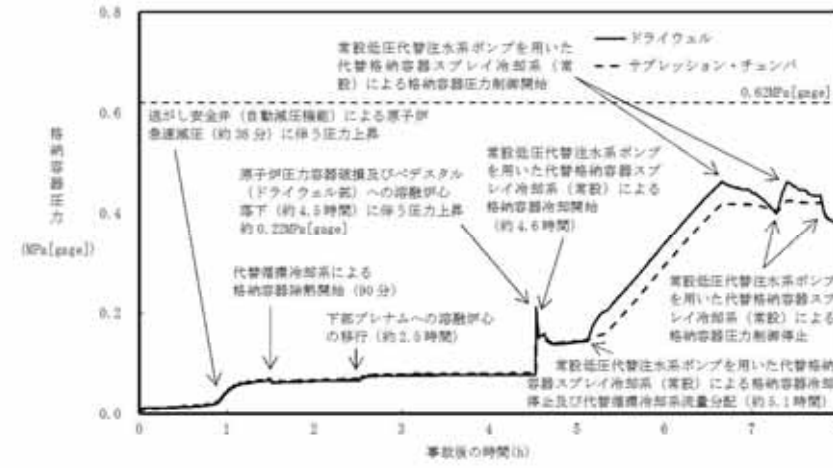
備考



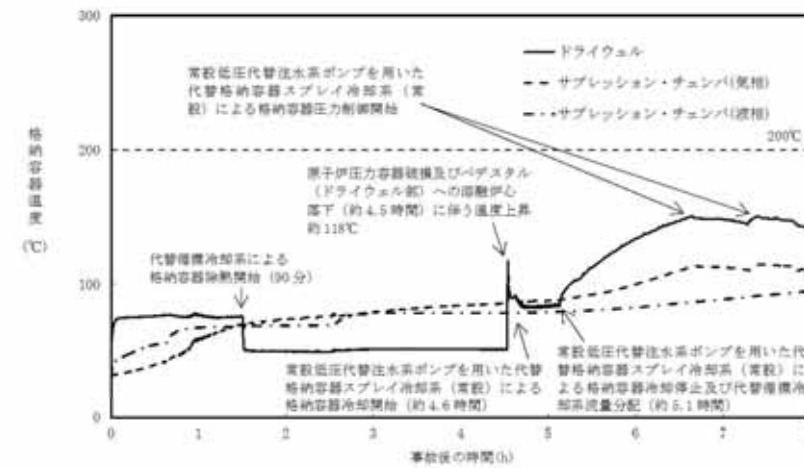
第 7.2.3-5 図 格納容器下部水位の推移



第 7.2.3-6 図 注水流量の推移



第 3.3-1 図 格納容器圧力の推移

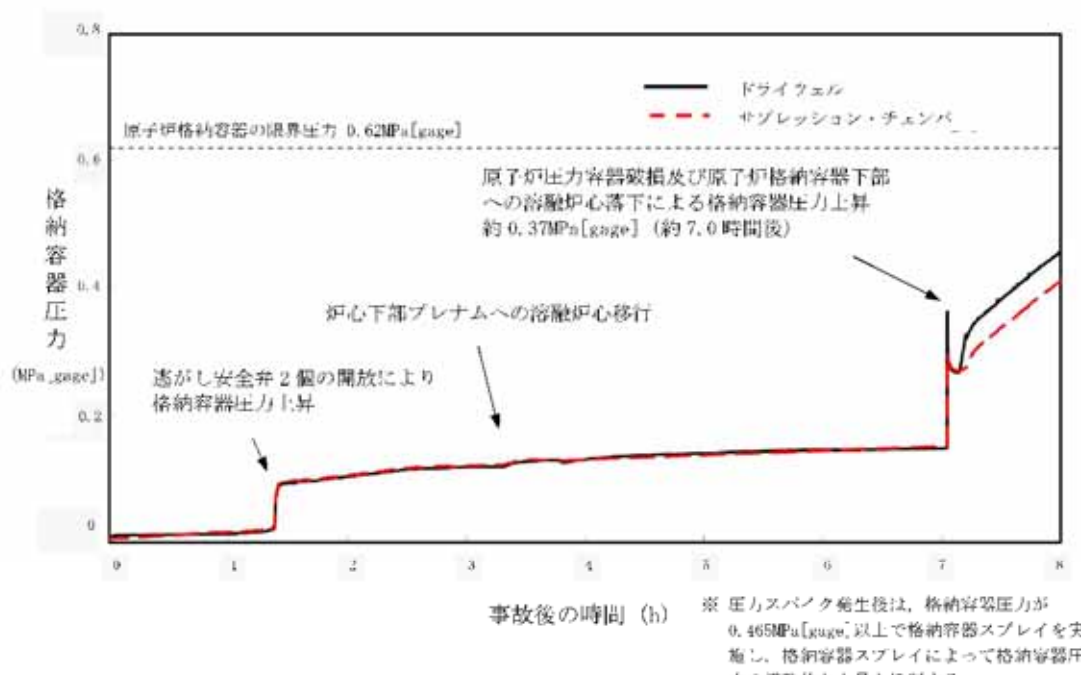
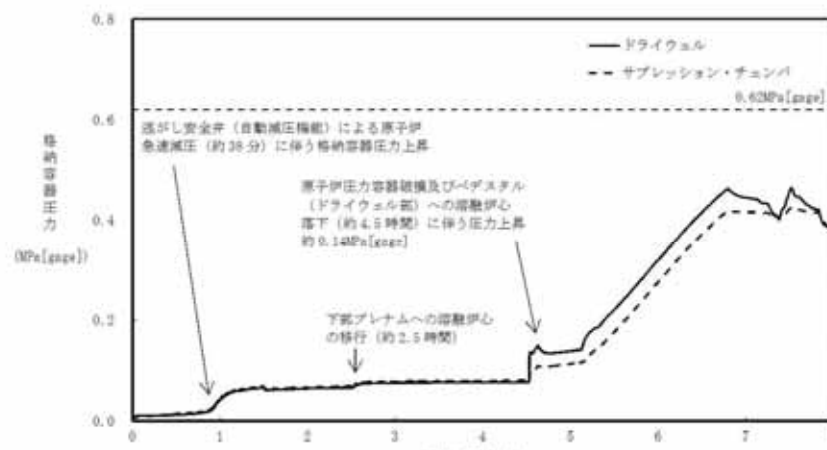
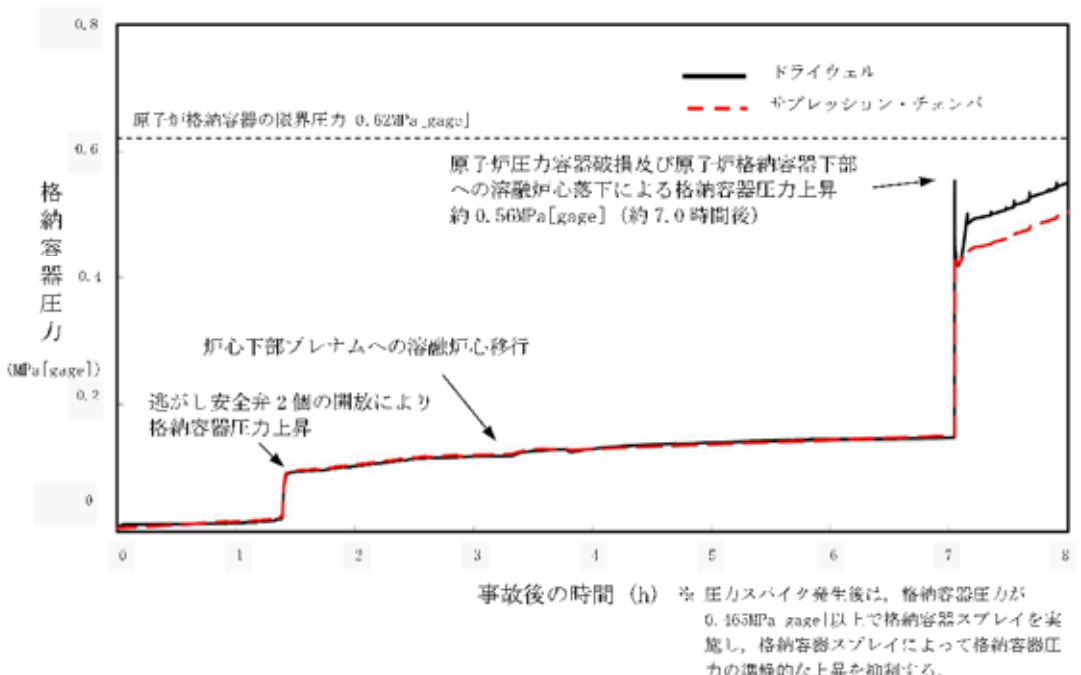
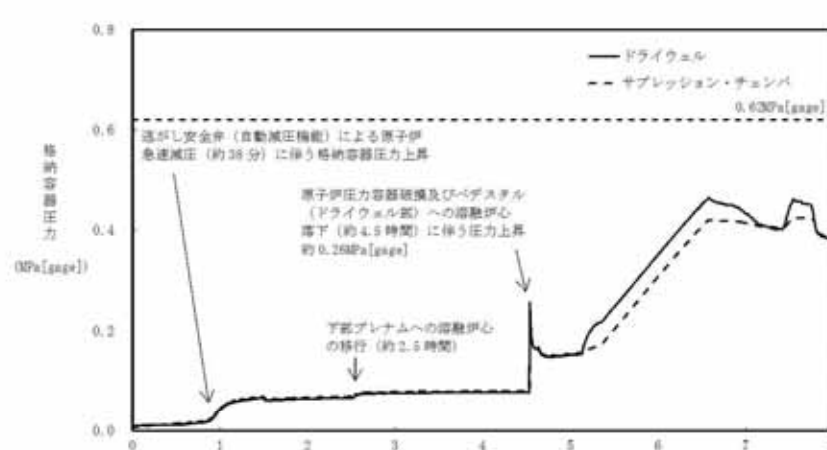


第 3.3-2 図 格納容器雰囲気温度の推移

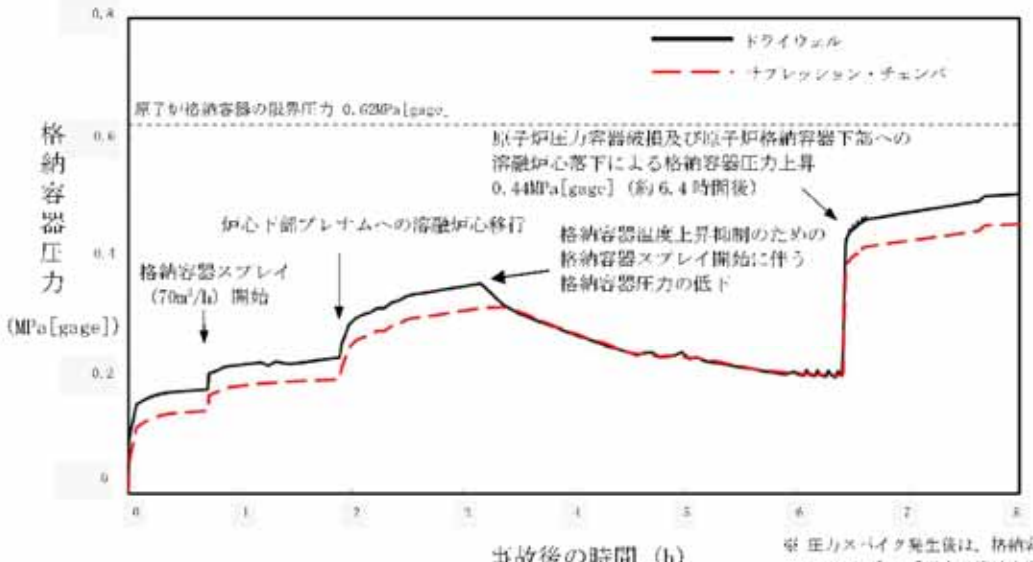
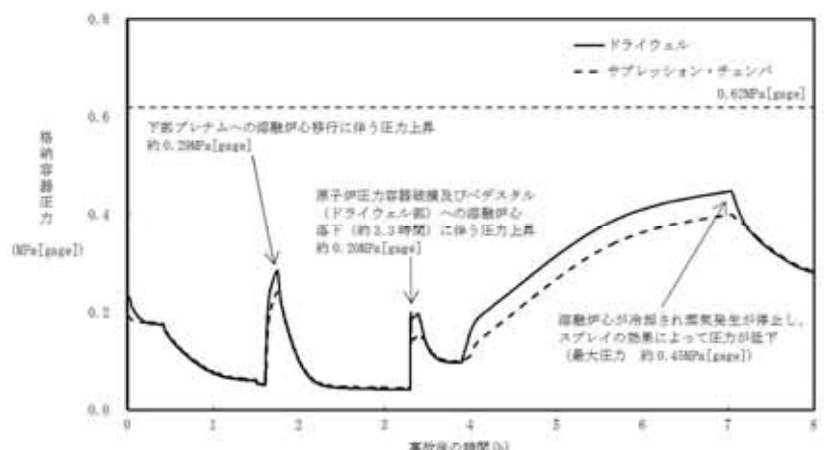
3.3-20

・東海第二ではDCHにて記載

・東海第二ではDCHにて記載

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
 <p data-bbox="296 976 1038 1060">第7.2.3-7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 data-bbox="1543 903 2077 976">第3.3-3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 data-bbox="296 1785 1038 1869">第7.2.3-8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 data-bbox="1543 1533 2077 1606">第3.3-4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 data-bbox="1780 1722 1869 1764">3.3-21</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
 <p>第7.2.3-9図 格納容器圧力の推移 (大破断LOCA+ECCS注水機能喪失)</p>	 <p>3.3-22</p>	<p>備考</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.4 水素燃焼</p> <p>7.2.4.1 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，「6.2 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「7.2.5 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%<sup>1</sup> 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，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が重要であるが，特に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る。また，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</p> <p>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>「7.2.4.2 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，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用す</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，金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解により発生する酸素によって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，格納容器内の水素と酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，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，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び格納容器内への窒素供給によって，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持し，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，コリウムシールドの設置及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水によって水素発生を抑制する。</p> <p>なお，格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断されるが，東海第二発電所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% を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる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「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給により，水素燃焼による格納容器破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 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</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない。</p> <p>・マネジメント及び期待する SA 設備の違い</p>



東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>る場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p> <p>7.2.4.2 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，「6.2 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，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 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「7.2.1.3 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，「7.2.1.3 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し，水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに，サブプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで，水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され，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ためである。</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，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，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>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，国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，格納容器において事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出されている「大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」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，格納容器内の気体が排出され，水素及び酸素の絶対量が減少することで，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ためである。</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，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・酸素発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の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，格納容器雰囲気温度，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>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない。</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(2) 有効性評価の条件                      本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 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「7.2.1.2.2(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 7.2.4 - 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                      (a) 酸素濃度                      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                      (a) 炉心内のジルコニウム - 水反応による水素ガス発生量                      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                      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>(c) 金属腐食等による水素ガス発生量                      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</p>	<p>(2) 有効性評価の条件                      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。この他に、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                      (a) 初期酸素濃度                      格納容器の初期酸素濃度は、保安規定の運転上の制限における上限の 2.5vol%（ドライ条件）とする。</p> <p>b. 事故条件                      (a) 炉心内のジルコニウム - 水反応による水素発生量                      炉心内のジルコニウム - 水反応による水素発生量は、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応した場合と解析コード MAAP の評価結果であるジルコニウム - 水反応量（約 10.1%）を比較し、水素発生量が少ない解析コード MAAP の評価結果を用いた。これは、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%を大きく上回る事及び格納容器内の水素濃度が低い場合、相対的に酸素濃度は高くなることから、酸素濃度の上昇による可燃限界到達の観点で厳しいシーケンスとなるためである。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合                      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、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、水素及び酸素の発生割合（G 値（100eV 当たりの分子発生量）、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、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線，ガンマ線ともに 1，サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線，ガンマ線ともに 0.1 とする。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.4.1, 3.4.2）</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量                      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、水素の発生は、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</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない。</p> <p>・運用の違い</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>(3) 有効性評価の結果        本評価事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 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「7.2.1.2.2 (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，ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件）の推移を第7.2.4-1 図から第7.2.4-6 図に，<b>事象発生から7 日後(168 時間後)の酸素濃度</b>を第7.2.4-2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展        事象進展は7.2.1.2.2 (4) a.と同じである。        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ェルに流入する。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        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，<b>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。</b>        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，ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間，ウェット条件では，LOCA 後のブローダウンによって，ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送り込まれ，破断口から供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため，ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため，この間のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は，<b>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%)</b></p>	<p>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。        （添付資料3.1.2.10）</p> <p>(3) 有効性評価の結果        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。この他に，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，格納容器雰囲気温度，ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件）の推移を第3.4-1 図から第3.4-10 図に，<b>事象発生から7 日間における酸素濃度の最大値と到達時間</b>を第3.4-2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展        事象進展は3.1.2.2(4) a.と同じである。        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，全炉心のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して水素が発生する。また，炉心の冠水に伴い，事象発生から約2.7 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，破断口からドライウェルに流入する。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及び酸素が発生する。代替循環冷却系による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，格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。<b>事象発生から約84 時間後に，格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達し，可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給操作を実施することで，格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。なお，可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給は，格納容器圧力が310kPa[gage]に到達した時点で停止する。</b></p> <p>b. 評価項目等        格納容器内の水素濃度は，事象発生直後から13vol%を上回るが，<b>格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給を行うことによって，ドライ条件における酸素濃度の最高値は約4.0vol%であり，可燃限界を下回る。</b></p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない。</p> <p>・東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最大値は7 日後以前のタイミングとなる</p> <p>・東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最大値は7 日後以前のタイミングとなる</p> <p>・水素燃焼対策としての窒素供給等の評価条件，運用・設備設計，事象進展等に違いに起因する記載の相違</p> <p>・東海第二では，ドライ条件での酸素濃度管理を実施</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>である。また、ドライウェ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0.5MPa[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、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェ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、ドライウェ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ェルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生の約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、ドライウェルにおいて約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、事象発生の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2.3×104Nm<sup>3</sup>/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られる。</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(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、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「7.2.1.2 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、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について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溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については、「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)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>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性のある場合については、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作によって水素及び酸素を排出し、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>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(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、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)及び(7)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、ペDESTAL(ドライウェル部)に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心がペDESTAL(ドライウェル部)に落下した場合の水素発生の影響については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」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>・東海第二では、ドライ条件での酸素濃度管理を実施</p> <p>・評価項目に対する確認の記載箇所の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.4.3 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、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 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「7.2.1.2.3 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、「7.2.1.2.3(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>(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、「7.2.1.2.3(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</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<b>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。</b></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<b>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。</b></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</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>本格納容器破損モードにおける、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>(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、「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</p> <p>初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の2.5vol%に対して最確条件は約1vol%～約2vol%であり、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格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、<b>格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</b></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10.1%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、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においては、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ため、<b>格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</b></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</p>	<p>・東海第二では水素燃焼対策としてPCVへの窒素供給を実施</p> <p>・東海第二では水素燃焼対策としてPCVへの窒素供給を実施</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、「7.2.1.3 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ズを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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、水素ガス発生量が変動する可能性がある。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、「7.2.1.2.3(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 7.2.4 - 7 図及び第 7.2.4 - 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 7.2.4 - 9 図及び第 7.2.4 - 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>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、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を使用し、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。</p> <p>(添付資料 3.4.3, 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 2.5vol%に対して最確条件は約 1vol%～約 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 10.1%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、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量が変動する可能性がある。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常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の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。仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第 3.4-11 図及び第 3.4-12 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 15.3%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 5 割程度増加するが、ドライ条件における酸素濃度の最大値は約 4.0vol%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、仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 3.4-13 図及び第 3.4-14 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 7.6%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 割程度減少するが、ドライ条件における酸素濃度の最大値は約 4.0vol%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>・東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>・水素燃焼対策としての PCV への窒素供給等の評価条件、運用・設備設計、事象進展等に違いに起因する記載の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<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ガス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（水素ガス：0.4，酸素ガス：0.2）を使用した感度解析を実施した。第7.2.4-11図から第7.2.4-15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0vol%まで低下する。また，ドライ条件では，ドライウェルの酸素濃度が5vol%を超えるが，これはドライウェ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>ドライ条件となら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ェ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7.2.4-16図から第7.2.4-18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「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.3 代替循環</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，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を使用し，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G値（沸騰状態の場合，水素：0.4，酸素：0.2，非沸騰状態の場合，水素：0.25，酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第3.4-15図から第3.4-17図に示すとおり，格納容器内の酸素濃度は，ドライ条件において事象発生から約26.4時間で4.3vol%に到達するが，格納容器圧力逃がし装置を用いた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。4.3vol%(ドライ条件)到達時点で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格納容器外に押し出される。また，可搬型窒素供給設備を用いた格納容器内への窒素供給により，ドライ条件においても酸素濃度は可燃限界である5vol%に到達しないため，水素燃焼が発生することはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置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</p>	<p>・東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>・東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>・水素燃焼対策としてのPCVへの窒素供給等の評価条件，運用・設備設計，事象進展等に違いに起因する記載の相違</p> <p>・東海第二では，ドライ条件での酸素濃度管理を実施</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、「7.2.1.3 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、「7.2.1.3 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 を超えることはなく、評価項目である 100TBq を十分に下回る。</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、「7.2.1.2.3(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「7.2.1.2.3(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>7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価            本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 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「7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.4.5 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。            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</p>	<p>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 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約 3.6TBq を超えることはなく、評価項目である 100TBq を十分に下回る。</p> <p>(添付資料 3.4.3, 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 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と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、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「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化を実施するとともに、<b>長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段を整備している。</b></p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p>



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

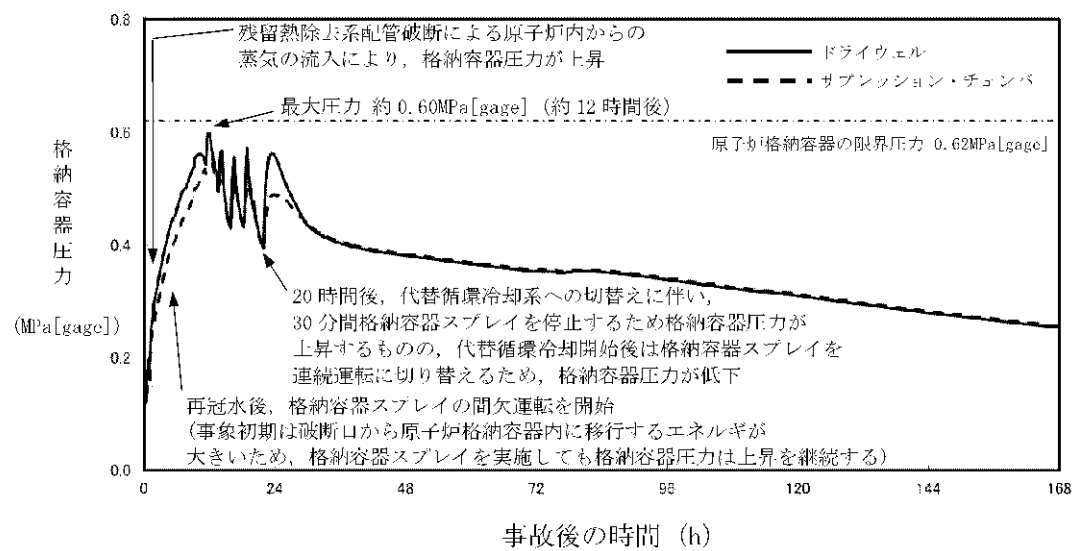
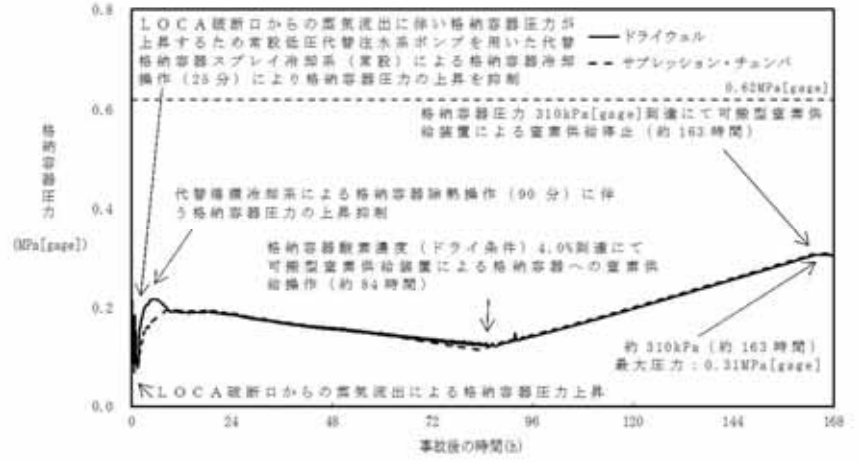
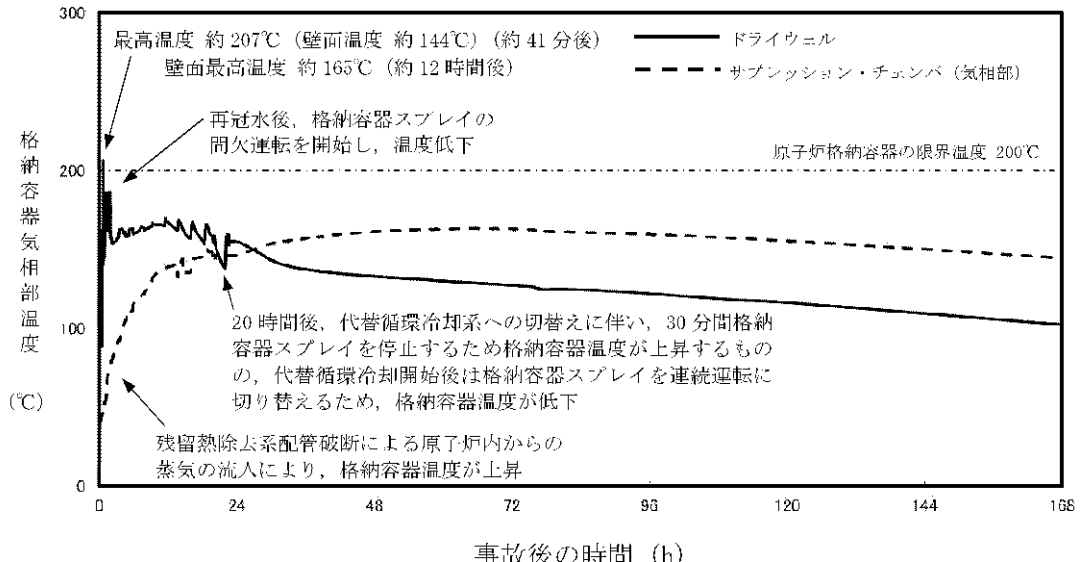
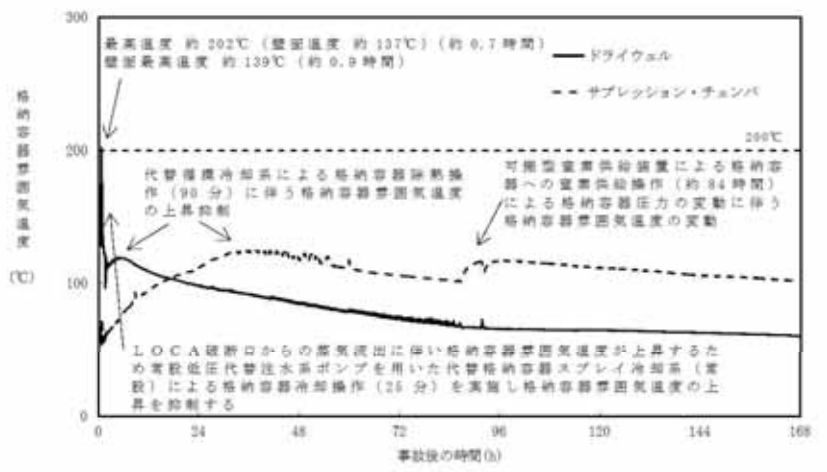
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。</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，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>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 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」について，代替循環冷却系を使用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，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給により，酸素濃度はドライ条件においても可燃限界である 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，運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，外部支援を考慮しないとしても，7 日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段等の格納容器破損防止対策は，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>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.4-1 表 主要解析条件（水素燃焼）				
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MAMP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	
第 7.2.4-2 表 事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度*				
	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)		
	約 2.3	約 3.7		
	サブレーション・チェンバ	約 3.4	約 3.9	
※ 全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が反応した場合				
第 3.4-1 表 主要解析条件（水素燃焼）				
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 2.5vol%	保安規定の運転上の制限における上限として設定		
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10.1%が水と反応して発生する水素量	解析コードMAMP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水素及び酸素の発生割合	水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定	
第 3.4-2 表 事象発生から7日間（168時間）における酸素濃度の最大値及び到達時間*				
	ウェット条件	ドライ条件		
	約 2.7vol% (約 115 時間)	約 2.8vol% (約 106 時間)		
	サブレーション・チェンバ	約 2.5vol% (約 0.3 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)	
※ 全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が反応した場合				
3.4-15				

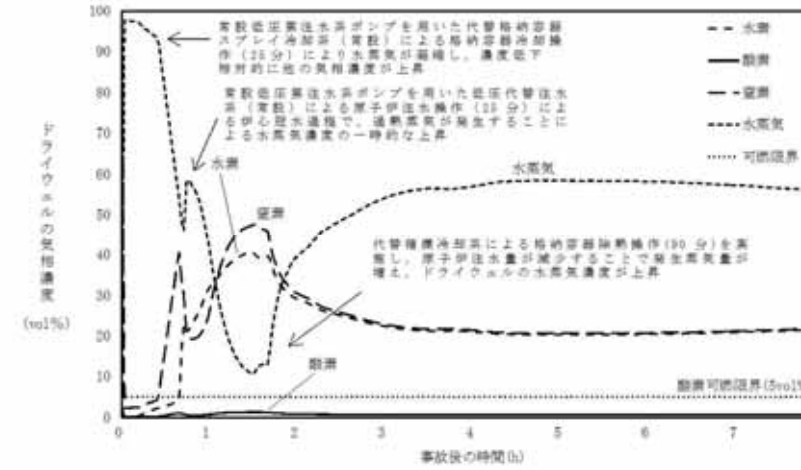
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
 <p>第 7.2.4-1 図 格納容器圧力の推移</p>	 <p>第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移</p>	
 <p>第 7.2.4-2 図 格納容器気相部温度の推移</p>	 <p>第 3.4-2 図 格納容器気相部温度の推移</p> <p>3.4-16</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>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>第 7.2.4-4 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>	<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>	

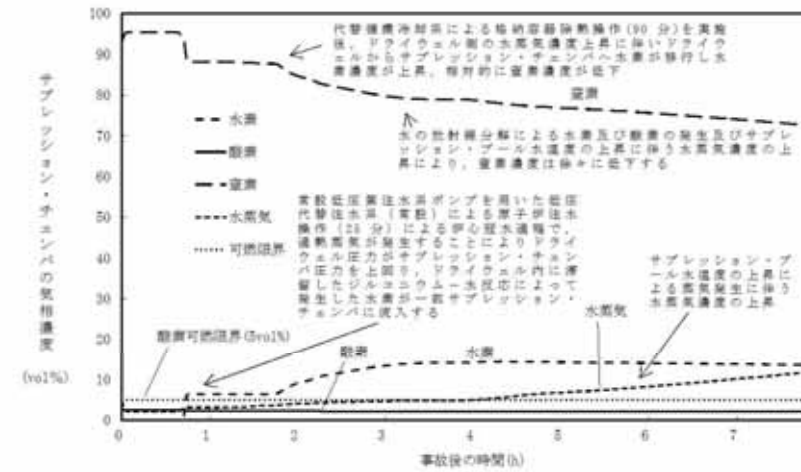
柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考



第 3.4-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)  
 (~8 時間)



第 3.4-6 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) (~8 時間)

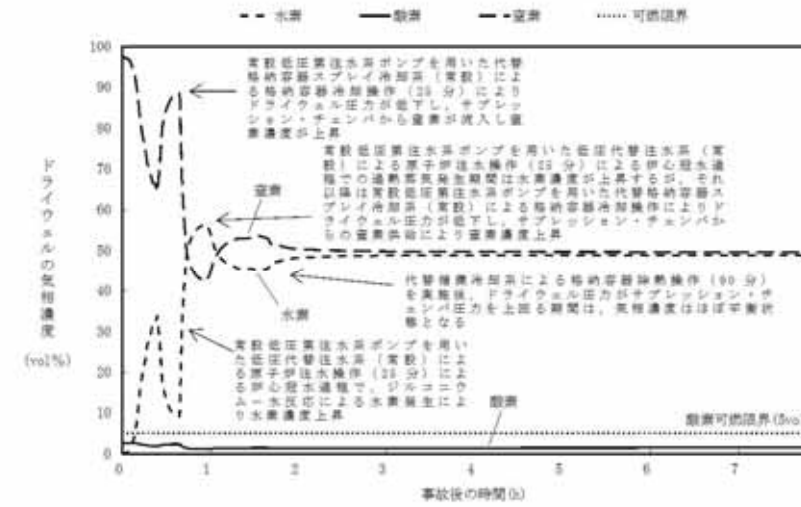
3.4-18

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>格納容器スプレイによってドライウエルの圧力が低下し、この時点でサブプレッション・チェンバとの間の真空破装置が開放されるため、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入することによってドライウエルの気体組成がサブプレッション・チェンバの気体組成とほぼ同じになる。</p> <p>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・チェンバに送り込まれるため、事故発生から数時間後のドライウエルの気体組成はほぼ100%が水蒸気となる。このため、この時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ガス及び酸素ガスの割合となるが、そのウェット条件での濃度は1vol%未満(約0.2vol%)であり、ドライウエルの圧力が低下すればサブプレッション・チェンバから気体が流入することから、この時点でのドライ条件が成立することは現表には起こり得ない。</p> <p>約3.7vol%          酸素可燃限界(5vol%)</p>	<p>格納容器スプレイによってドライウエルの圧力が低下し、この時点でサブプレッション・チェンバとの間の真空破装置が開放されるため、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇する。</p> <p>格納容器圧力310kPa[gage]到達にて可燃型遮断供給装置による遮断供給停止(約163時間)</p> <p>可燃型遮断供給装置による格納容器内への遮断供給停止(約84時間)により酸素濃度が上昇し、相対的にその他の気体濃度が減少</p> <p>ドライウエル圧力の低下により真空破装置が作動し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに移行することによる気体組成の変化</p>	<p>備考</p>
<p>第7.2.4-5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第3.4-7図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	
<p>約3.9vol%          酸素可燃限界(5vol%)</p>	<p>格納容器圧力310kPa[gage]到達にて可燃型遮断供給装置による遮断供給停止(約163時間)</p> <p>可燃型遮断供給装置による格納容器内への遮断供給停止(約84時間)により酸素濃度が上昇し、相対的にその他の気体濃度が減少</p> <p>ドライウエルが原子炉圧力容器からの水蒸気の放出によって加圧され、サブプレッション・チェンバよりも圧力が高い場合は非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバに集まることになる。</p> <p>酸素濃度4.0%到達</p>	<p>備考</p>
<p>第7.2.4-6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>第3.4-8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>3.4-19</p>	

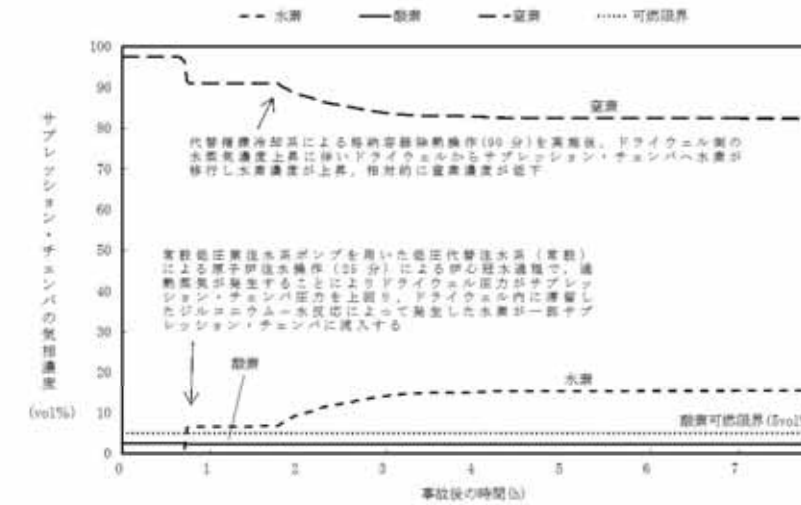
柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考



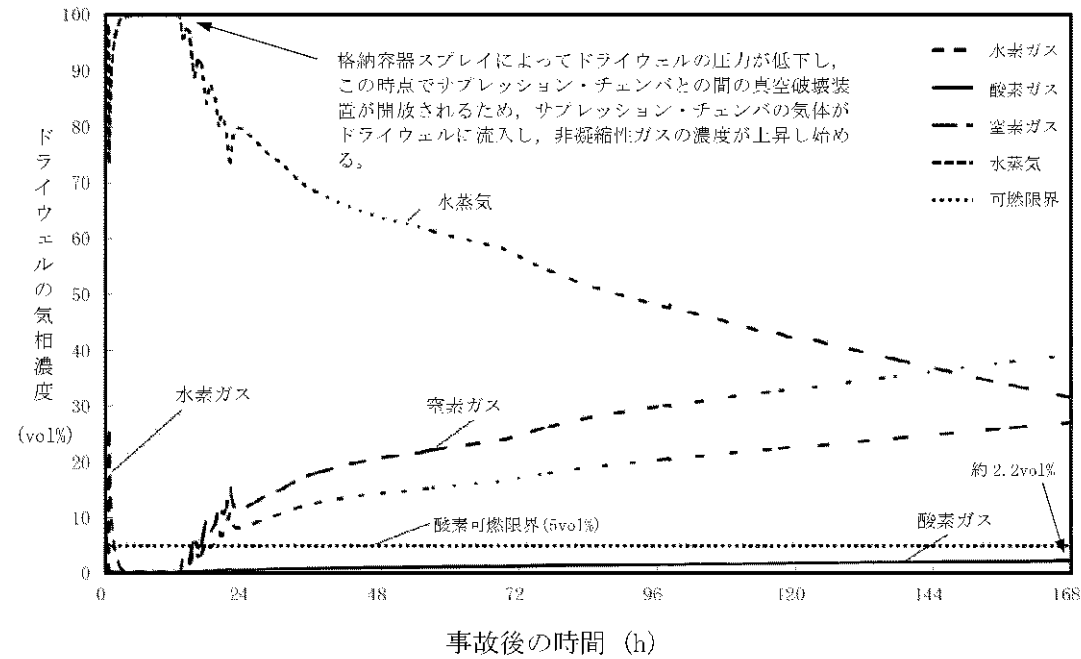
第 3.4-9 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)  
 (~8 時間)



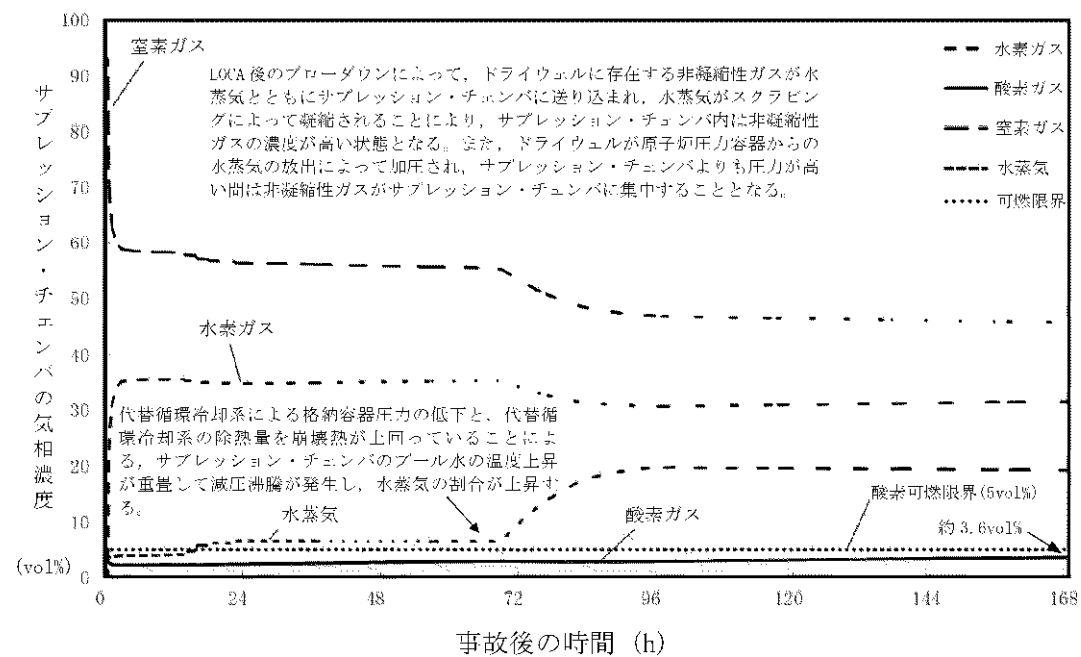
第 3.4-10 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移  
 (ドライ条件) (~8 時間)

3.4-20

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

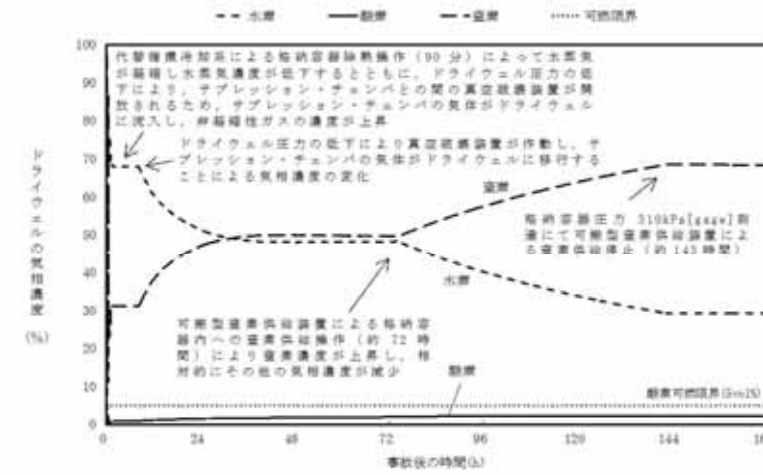


第 7.2.4-7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

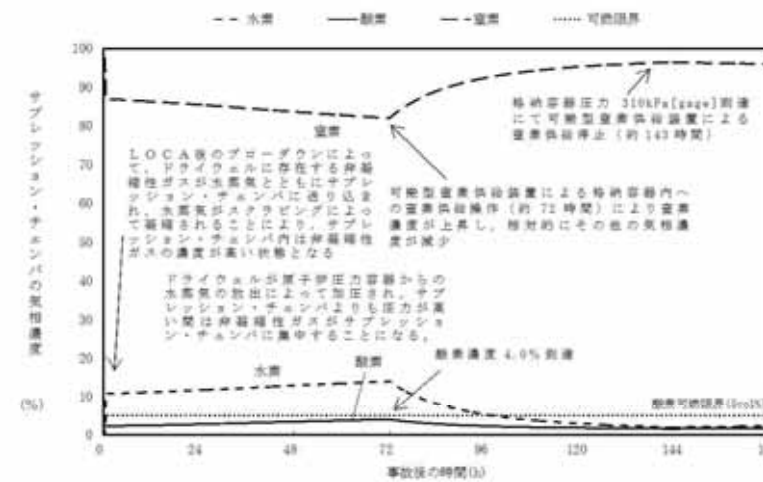


第 7.2.4-8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二発電所



第 3.4-11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



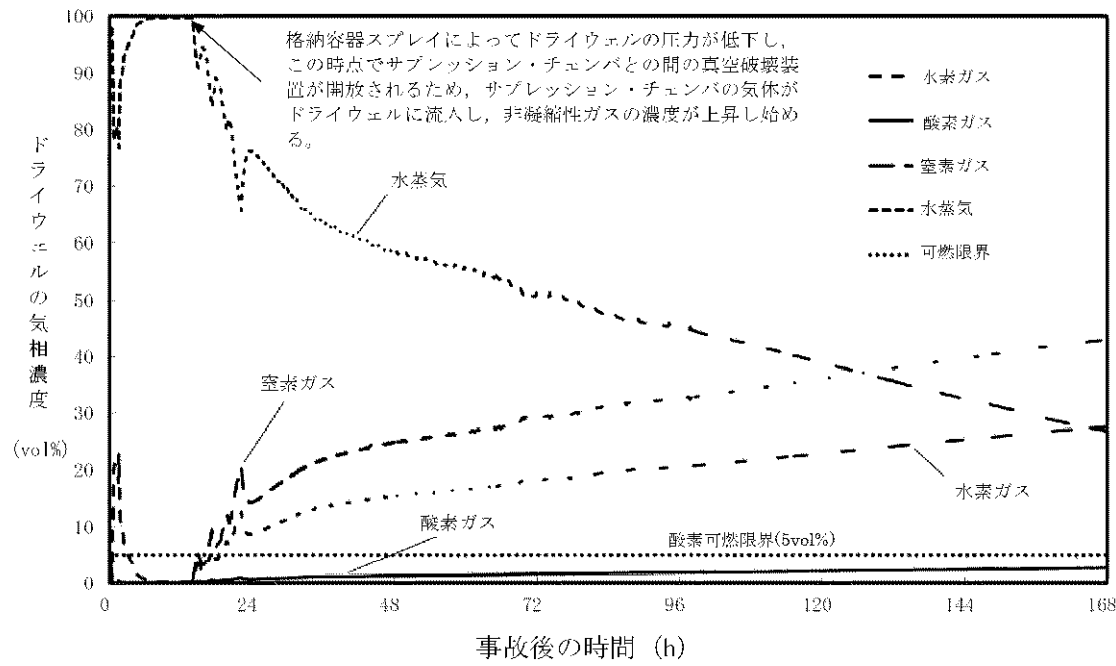
第 3.4-12 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

3.4-21

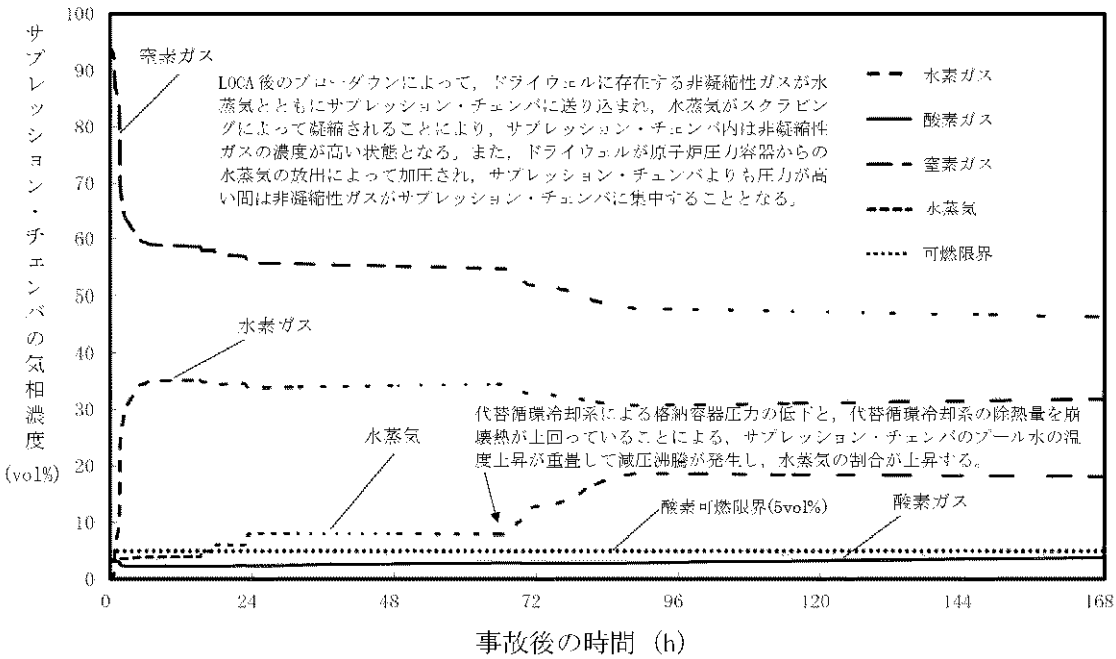
備考



柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機

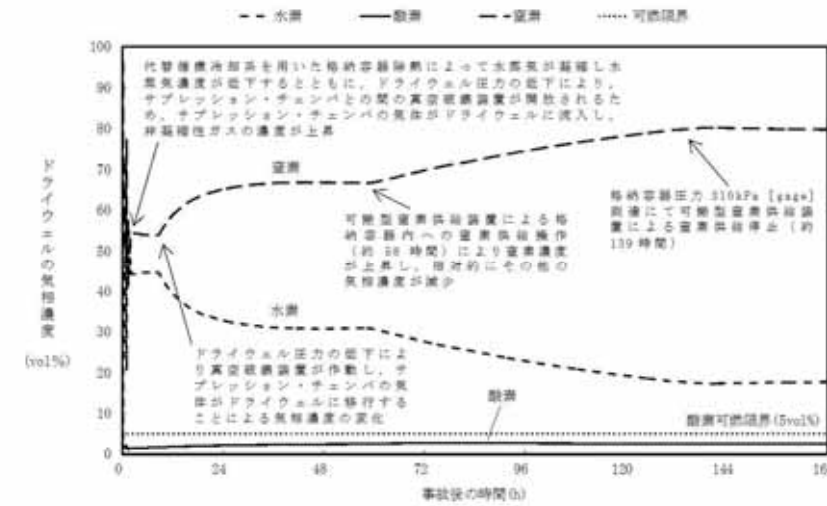


第 7.2.4-9 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

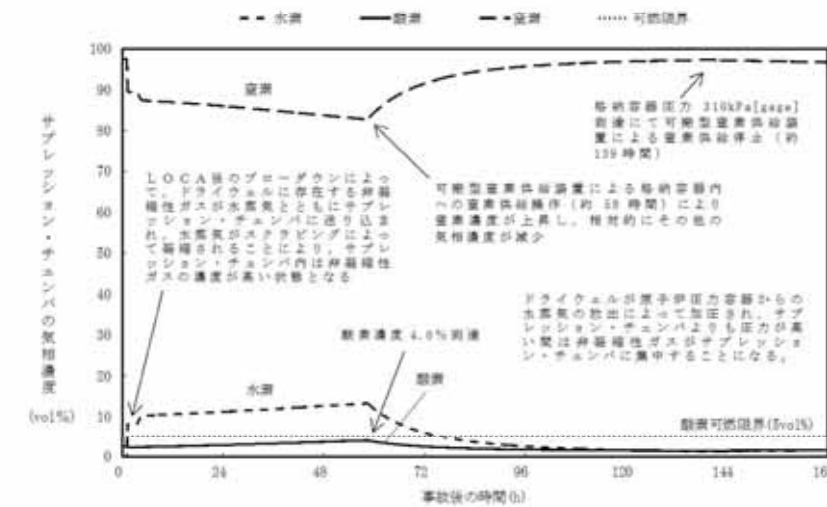


第 7.2.4-10 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二発電所



第 3.4-13 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第 3.4-14 図 事象発生から 50 分後に原子炉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 (ドライ条件)

3.4-22

備考

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-11 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、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 7.2.1.2-11 図及び第 7.2.4-1 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>第 3.4-15 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>備考</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-12 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>第 7.2.4-13 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>	<p>・東海第二はドライ条件のみ記載（酸素濃度をドライ条件で管理するため）</p>
<p>第 7.2.4-12 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>第 7.2.4-13 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>	<p>・東海第二はドライ条件のみ記載（酸素濃度をドライ条件で管理するため）</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (水素燃焼)

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-14 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>第 3.4-16 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>第 7.2.4-15 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 (ドライ条件)</p>	<p>第 3.4-17 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 (ドライ条件)</p>	
	3.4-24	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-16 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（954m<sup>3</sup>/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、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 7.2.1.2-11 図及び第 7.2.4-1 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>・感度解析の実施項目の相違          （東海第二は酸素濃度をドライ条件で管理するため、本感度解析は不要）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-17 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 (954m<sup>3</sup>/h) を連続で実施)</p>		<p>・感度解析の実施項目の相違                      (東海第二は酸素濃度をドライ条件で管理するため、本感度解析は不要)</p>
<p>第 7.2.4-18 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) (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 (954m<sup>3</sup>/h) を連続で実施)</p>		<p>・感度解析の実施項目の相違                      (東海第二は酸素濃度をドライ条件で管理するため、本感度解析は不要)</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、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、原子炉圧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、原子炉圧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、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、長期TB、TBU、TBP、TBD及びLOCA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異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（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、原子炉圧力容器内の熔融炉心が格納容器へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置するとともに、通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウエル部）に約1mの水位で水張りを実施した上で、原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下するまでに、ペDESTAL（ドライウエル部）に熔融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し、また、熔融炉心の落下後は、熔融炉心への注水によって熔融炉心を冷却することにより、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とともに格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、格納容器の破損を防止する。</p> <p>さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素供給することによって、格納容器の破損を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには、原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから、原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。また、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について評価することとする。</p>	<p>・PRAの違いによりプラント損傷状態に違いがあるが、実態として相違点はない</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない</p> <p>・MCCI対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・東海第二では水素燃焼対策としてPCVへの窒素注入を実施</p> <p>・東海第二ではRPV破損後はRPVへの注水を手順に基づき実施する条件としている</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 格納容器破損防止対策</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「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる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、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(3)のa.からj.に示している。このうち、本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1.(3)に示すg.からj.である。</p> <p>本格格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる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「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第7.2.2-1 図から第7.2.2-4 図である。このうち、本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第7.2.2-2 図及び第7.2.2-3 図である。本格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「7.2.2 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>7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 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</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</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」で想定される事故シーケンスに対して、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置するとともに、通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウエル部）に約1mの水位で水張りを実施した上で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保手段及び溶融炉心への注水手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本格格納容器破損モードの防止及びその他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)と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「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 図及び第3.2-2 図である。また、重大事故等対策の手順と設備との関係は、「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 表である。</p> <p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」である。</p> <p>1.2.2.1(3)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、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はないこと、原子炉圧力容</p>	<p>・柏崎刈羽はドライウエルサンプへの溶融炉心流入抑制のためにコリウムシールドを設置</p> <p>・柏崎刈羽は概要図と対策の関係を記載（PWRには当該記載無し）</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない。</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、「6.2.2.1(3)e. 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合は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、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 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。</p> <p>本格納容器破損モード及び「7.2.3 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、「7.2.2 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<b>有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置</b>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>器外の熔融燃料－冷却材相互作用と熔融炉心・コンクリート相互作用は原子炉圧力容器破損後に生ずる一連の物理現象であることから、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」と同じプラント損傷状態を選定し一連のプラント挙動を確認することを考慮し、TQUVを選定した。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</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<b>燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置</b>に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、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 F P 挙動、炉心損傷後の格納容器におけるペDESTAL（ドライウェル部）床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外 F C I（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）、熔融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心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によりペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床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>・東海第二では、全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。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、「7.2.4 水素燃焼」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7.2.5-1図及び第7.2.5-2図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器下部水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による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7.2.5-3図から第7.2.5-11図に示す。</p> <p>a. 事象進展            事象進展は「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等            熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び熔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熔融炉心は適切に冷却される。            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。            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。            また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、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、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響</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 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果            本評価事故シーケンスにおけるペDESTAL（ドライウェル部）の水位、ペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移を第3.5-1図及び第3.5-2図に示す。</p> <p>a. 事象進展            事象進展は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等            第3.5-2図に示すとおり、コリウムシールドの設置によりコンクリートの侵食を抑制するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保及び熔融炉心への注水によりペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心を冷却することで、ペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。            なお、MAAPコードによる評価においては、コリウムシールドと熔融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドの侵食は生じない。ただし、熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価した場合には、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この場合においてもペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート温度は融点に至らず侵食は生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コリウムシールドの侵食に伴うガスの発生は生じず、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。            (添付資料3.5.1, 3.5.2, 3.5.3)</p>	<p>・複数号炉の変更申請に係る記載</p> <p>・東海第二はDCHにて記載</p> <p>・評価条件、運用・設備設計、事象進展等に違いに起因する記載の相違（東海第二はコンクリート侵食0cm、可燃性ガスの発生なし）</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>は小さい。なお、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウエ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。熔融炉心・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。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>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量<sup>※1</sup>をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-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 熔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、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「7.2.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、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、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、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)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>7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、熔融炉心が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>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、対策の有効性を確認した。</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(1)から(4)、(6)及び(7)に示す評価項目並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心及び格納容器の安定状態維持については、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また、(5)の評価項目については、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」において確認している。</p> <p>(添付資料3.2.8)</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下してコンクリートを侵食するこ</p>	<p>・各シーケンスで確認対象とする評価項目の整理の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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、熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び熔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現象の不確かさとしては、熔融炉心の粒子化、熔融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して熔融炉心の拡がりを抑制した場合、及び、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、熔融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。これらの影響評価に加え、熔融物がドライウェルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で、熔融物の落下量及び熔融物のポロシティを保守的に考慮した場合、及び、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約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熔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することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、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、熔融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、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COR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいこ</p>	<p>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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、熔融炉心の粒子化、熔融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。また、コンクリート種類は金属酸化物との共晶反応により侵食される可能性がある。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、熔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、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、熔融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。また、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。これらの影響評価に加え、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>また、ペDESTAL（ドライウェル部）への熔融炉心の落下に対しては、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作を行うといった徴候を捉えた対応によって、熔融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本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COR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感</p>	<p>・MCCI対策としてのコリウムシールドの設置等の評価条件、運用・設備設計、事象進展等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・東海第二では影響評価の結果を「運転員等操作時間絵に与える影響」、「評価項目となるパラメータに与える影響」に記載</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>とを確認している。本評価事故シークエンスでは、<b>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</b>、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、<b>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。</b></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ものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<b>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。</b>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。<b>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</b></p>	<p>度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シークエンスでは、原子炉压力容器破損時点で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作を実施するが、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、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温度（下鏡部）の上昇及び原子炉压力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた<b>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心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。</b></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ものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。<b>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、熔融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心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。</b></p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における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、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。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、熔融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた<b>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶</b></p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器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、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に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作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。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧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ークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シーケンスでは、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>融炉心への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して、十数分早まる程度であり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作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、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における熔融燃料－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。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧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>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と格納容器下部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ークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。これより、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としてい</p>	<p>・対応手順の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶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。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、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>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ものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で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</p>	<p>る運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶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、コリウムシールド及びコンクリートの侵食量への影響が考えられるが、コリウムシールド及びコンクリートの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。なお、炉心損傷後の格納容器における溶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がコンクリート侵食に与える影響に対しては、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。また、MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能である。</p> <p>（添付資料 3.5.1, 3.5.4）</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ペDESTAL（ドライウェル部）に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ものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に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ペDESTAL（ドライウェル部）に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、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</p>	<p>・MCC I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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7.2.5-12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7.2.5-13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、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。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、可燃性ガスの燃焼の</p>	<p>ンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に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破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5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、ペDESTAL（ドライウェル部）に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挙動と溶融炉心との相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの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を確認している。また、このことは、エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、実機では溶融炉心の落下量が多く崩壊熱による継続的な加熱も生じることから各種実験と比較してより拡がり易い傾向となる。また、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、拡がりが抑制されないペDESTAL（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても、コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、炉心損傷後の溶融炉心と格納容器下部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プール水への熱流束についての感度解析を実施した。その結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じていないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	<p>・MCCI対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>



東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、ドライウエ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「7.2.5.2(3)b. 評価項目等」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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件                      初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.2-2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に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約30Gwd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、</p>	<p>コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については、「3.5.3(4)コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」において、評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。                      （添付資料3.5.1, 3.5.4）</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件                      初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、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33Gwd/t以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩</p>	<p>・MCCI対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>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溶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>初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>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の管内の水による除熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、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溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、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、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが、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がることで溶融炉心が冷却されやすくなるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、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、</p>	<p>和されるが、操作手順（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水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>初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>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、解析条件の鉄筋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の高い鉄筋の耐熱の効果により、コンクリートの侵食が抑制されるが、コンクリートの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。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されるが、コリウムシールド及びコンクリートの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>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、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（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常</p>	<p>・MCC I対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・複数号炉の変更申請に係る記載</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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                      初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、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/m<sup>2</sup> 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m<sup>2</sup> 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 7.2.5-13 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、ドライウエ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</p>	<p>設)による熔融炉心への注水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>機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペDESTAL（ドライウエル部）床面積は、解析条件と最確条件は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。</p> <p>機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は、解析条件と最確条件は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。なお、熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると、コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの、コリウムシールドの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>(添付資料 3.5.1, 3.5.4)</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 33GWd/t 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため、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が大きくなる。</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/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m<sup>2</sup>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。コリウムシールド及びコンクリートの侵食量に対しては、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。その結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。</p>	<p>・MCC I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・MCC I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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「7.2.5.2(3)b. 評価項目等」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溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、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、溶融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食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。コンクリート侵食量に対しては、溶融物のコリウムシールド内側への流入を考慮し、ドライウェルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で、溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合についての感度解析を実施した。その結果、第7.2.5-14図に示すとおり、ドライウェルサンプのコンクリート侵食量は、床面で約9cm、壁面で約9cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器パウダリ機能を維持できることを確認した。</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</p>	<p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の鉄筋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には、コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により、コンクリートの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。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、コリウムシールド及びコンクリートの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、格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サプレッション・プール水位及びドラ</p>	<p>・MCC I対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・MCC I対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・複数号炉の変更申請に係る記載</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、起回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7.2.5-15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「7.2.5.2(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、ドライウエ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>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>イウエル雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、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、起回事象として、原子炉水位の低下の観点により厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」として、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原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。この場合、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が大きくなるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペDESTAL（ドライウエル部）床面積は、解析条件と最確条件は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。</p> <p>機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は、解析条件と最確条件は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。なお、熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると、コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるが、この影響については「3.5.3(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」にて、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>(添付資料3.5.1, 3.5.4)</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</p>	<p>・MCCI対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の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溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間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）による溶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压力容器破損後（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、原子炉压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、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶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。溶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压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>(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>操作条件の溶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>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>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、解析上の操作時間として原子炉压力容器破損から6分後（事象発生から約4.6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、原子炉压力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は、原子炉压力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉压力容器破損を判断し、格納容器冷却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くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水は、解析上の操作時間として原子炉压力容器破損から7分後（事象発生から約4.6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、原子炉压力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水は、原子炉压力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉压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。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くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.2, 3.5.4）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作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3.5.4）</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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>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、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>(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後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり、また、熔融炉心落下後にペDESTAL（ドライウェル部）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0.3時間の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.14, 3.5.4）</p> <p>(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価</p> <p>コリウムシールドの材質であるジルコニアは、熔融炉心中に存在する金属酸化物との共晶反応を考慮した場合に侵食される可能性がある。また、MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱モデルには伝熱物性値の温度依存性の不確かさが考えられる。このため、コリウムシールド設置に伴うこれらの影響を考慮した感度解析を実施した。</p> <p>解析条件について、金属酸化物との共晶反応により侵食したコリウムシールドの厚さは、CIT実験の知見を踏まえた侵食量を想定し11cmとした。また、コリウムシールドの熱伝導率及び比熱はペDESTAL（ドライウェル部）の温度を厳しく評価するため、常温時のジルコニアの物性値とした。</p> <p>第3.5-3図にペDESTAL（ドライウェル部）壁面及び床面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果、熔融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食は進行しない、また、ペDESTAL（ドライウェル部）コンクリートの壁面及び床面の温度も融点に至らず侵食しないことを確認した。したがって、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合においても、評価</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・東海第二特有の感度解析に係る記載</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<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>7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.5.5 結論</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、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。</p> <p>このため、原子炉圧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「熔融炉心・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「熔融炉心・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</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.5.1)</p> <p>(5) 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。また、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析を実施した。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>なお、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>(添付資料3.2.10)</p> <p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出／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</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、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失（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熔融炉心が格納容器へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに、通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保手段及び熔融炉心への注水手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系</p>	<p>・東海第二特有の感度解析に係る記載</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>（常設）による格納容器下部水位確保及び溶融炉心への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るコンクリートの侵食は生じず、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>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、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、コリウムシールドの設置、通常運転中のペDESTAL（ドライウェル部）における約1mの水位での水張り、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保及び溶融炉心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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第7.2.5-1図 原子炉圧力の推移</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<p>第7.2.5-2図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.5-3 図 格納容器圧力の推移</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<p>第 7.2.5-4 図 格納容器温度の推移</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第7.2.5-5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<p>第7.2.5-6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>・東海第二ではDCHにて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.5-7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<p>第 7.2.5-8 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>・東海第二ではDCHにて記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>サプレッション・チェンバ・プール水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>※ サプレッション・チェンバ床面を0mとした。</p>	<p>ペDESTAL (ドライウェル部) 水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<p>第7.2.5-9図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第3.5-1図 ペDESTAL (ドライウェル部) の水位の推移</p>	
<p>格納容器下部水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>※ 格納容器下部床面を0mとした。          格納容器下部床面はサプレッション・チェンバ床面より約1.6m高い</p>		
<p>第7.2.5-10図 格納容器下部水位の推移</p>		

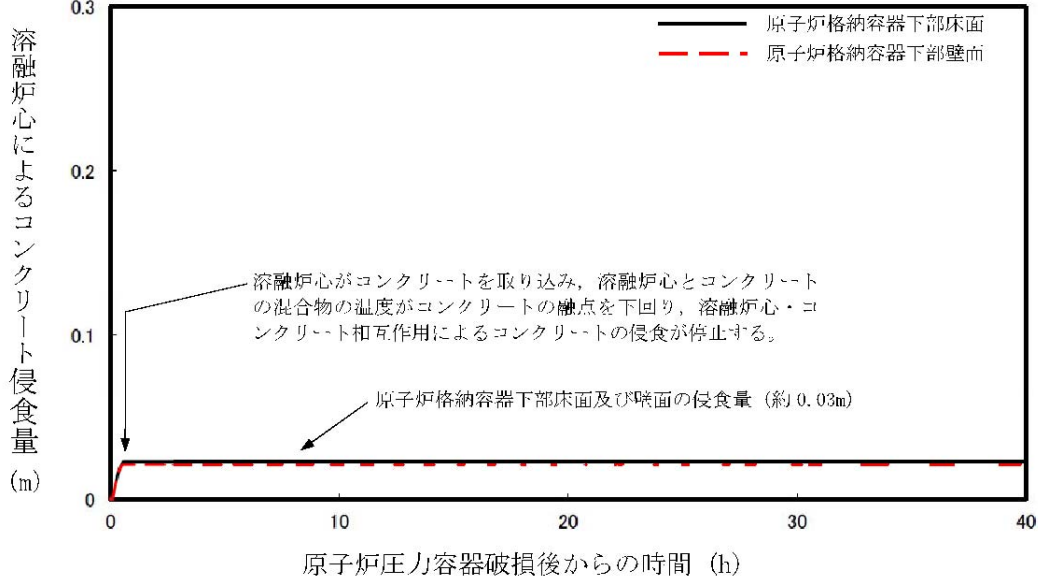
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.5-11 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</p>	<p>第 3.5-2 図 ペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移</p> <p>3.5-26</p>	
<p>第 7.2.5-12 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)</p>		<p>・ 感度解析の実施項目の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.5-13 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>第 3.5-3 図 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合のベデスタル (ドライウェル部) の壁面及び床面のコンクリート温度の推移</p>	<p>・ 感度解析の実施項目の相違</p>
<p>第 7.2.5-14 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 (溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮する場合)</p>	<p>3.5-27</p>	<p>・ 感度解析の実施項目の相違</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
 <p>第7.2.5-15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      (熔融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)</p>		<p>・感度解析の実施項目の相違</p>