

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</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減圧及び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、格納容器内へ窒素を注入することによって、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、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。また、代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスにおいて代替循環冷却系が使用できない場合についても、格納容器圧力逃がし装置により格納容器の過圧・過温破損が防止できることを確認する。</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</p>	<p>非常用炉心冷却系等：RCIC，サポート系（残留熱除去系海水系）を含む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：金属－水反応による発熱</p> <p>ジルコニウム－水反応等：金属－水反応による水素発生</p> <p>東海第二では水素燃焼防止（ベント時間遅延）させるための格納容器内窒素供給マネジメントを実施する</p> <p>東海第二では、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する考え方について記載</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>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>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>東海第二では原子炉圧力容器破損時の過圧・過温に対する影響評価結果を「DCH」に代表して記載していることから，「3.2 DCH」にて確認している。ただし，「DCH」，「FCI」，「MCCI」の評価事故シーケンスは同じであることから実態として違いはない。</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>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</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並びに格納容器減圧及び除熱手段，可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。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。（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，災害対策要員（初動）20 名及び参集要員 2 名である。</p> <p>災害対策要員（初動）の内訳は，当直発電長 1 名，当直副発電長 1 名，運転操作対応を行うための当直運転員 4 名，指揮，通報連絡を行う災害対策要員（指揮者等）4 名及び現場操作を行うための重大事故等対応要員 10 名である。</p> <p>参集要員の内訳は，タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名である。</p> <p>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できない場合の災害対策要員（初動）21 名及び参集要員 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，再循環系ポンプの停止及び LOCA が発生したことを確認する。</p>	<p>東海第二は格納容器容積が小さく，原子炉注水に伴って炉心から発生する過熱蒸気によって格納容器温度が急激に上昇することから，格納容器スプレイを同時に実施するマネジメントを採用している。</p> <p>東海第二では水素燃焼防止（ベント時間遅延）させるための格納容器内窒素供給マネジメントを実施する</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>必要な要員数をもっとも多いシーケンスである「代替循環冷却を使用できない場合」の要員数で対応可能であることから，評価事故シーケンス以外の事故シーケンスすべてに対応可能。</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が，操作としてはタイムチャート上考慮しているため，必要な要員は追加としない。</p> <p>炉心損傷防止対策との記載整合を図っており，記載箇所については先行プラントとの相違がある部分もある。</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）

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。            非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。            非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。            なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備            外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。            中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系及び低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p> <p>c. 炉心損傷確認            大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウ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</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。            なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失の確認            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. 炉心損傷の確認            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のγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の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3.1.3.2）</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>平均出力領域計装等：  <b>【スクラム確認】</b>平均出力領域計装、起動領域計装  <b>【LOCA確認】</b>原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力  <b>【SBO確認】</b>M/C 2C電圧、M/C 2D電圧、緊急用M/C電圧</p> <p>東海第二では事象進展上、10分以内に炉心損傷確認を行うため柏崎6、7と記載箇所が異なる。</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）等：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）</p> <p>東海第二では電源復旧、炉心及び格納容器冷却を最優先で行い、炉心冠水後の対応として自主設備であるpH制御装置の起動を行うため記載箇所が相違            水素濃度監視についても、酸素濃度の上昇は水の放射線分解に起因するため事象進展が遅く、十分な時間余裕があることから、炉心冠水後の対応とし</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>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。</p> <p>e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉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>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</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L0」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>て水素及び酸素濃度監視装置を起動するため記載箇所が相違</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>東海第二では電源復旧から格納容器冷却、原子炉注水までを一連の操作として記載しているため記載箇所が相違</p> <p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等：低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、ドライウェル雰囲気温度、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、代替淡水貯槽水位</p> <p>東海第二では再循環系の破断想定によりジェットポンプ上端までしか水位回復しない（破断位置については添資料 1.5.2 参照）</p> <p>低圧代替注水系原子炉注水流量等：低圧代替注水系原子炉注水流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、代替淡水貯槽水位</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>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>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>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>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操作並びに格納容器減圧及び除熱操作を開始後に、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減圧及び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操作並びに格納容器減圧及び除熱操作ができない場合は、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減圧及び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を停止する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.1.2.2, 3.1.3.3）</p> <p>f. 電源確保操作対応</p>	<p>原子炉圧力等：原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、ドライウェル雰囲気温度</p> <p>原子炉水位LO到達判断後、代替循環冷却系の起動操作を実施している場合には、当該操作を優先するため、崩壊熱分の注水量への変更操作は実施しない。</p> <p>柏崎では水位不明直前の水位から冠水までの水量の差分を算出して注水するのに対し、東海第二では水位不明直前の水位を常に連続監視して把握することは困難と考え、原子炉内の水量は空であると保守的に判断し、原子炉圧力容器底部から冠水までの水量を注水する。</p> <p>東海第二では代替循環冷却系を90分で起動した以降は代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却を実施しないため、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の圧力制御のための起動停止基準は記載していない。</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</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、格納容器スプレイに切り替え、最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。</p> <p>崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により原子炉水位低（レベル1）に到達した時点で、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転準備を実施する。復水移送ポンプを停止している期間は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉への注水を実施し、水位の回復を図る。</p> <p>代替循環冷却系の運転準備が完了した後、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉注水を停止し、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水系流量計（RHR A 系代替注水流量）及び復水補給水系流量計（RHR B 系代替注水流量）を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p>	<p>早期の電源回復不能の確認後、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. 可搬型代替注水中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、可搬型代替注水中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 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電圧及びM/C 2 D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 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 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>k. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作 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冷却水（海水）の確保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並びに格納容器減圧及び除熱操作 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原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱を実施する。具体的には、原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。 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</p>	<p>を記載 非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作：現場での故障した機器の外観点検や動作状況を確認して問題の除去を行い、非常用 DG の再起動を試みる。 外部電源の機能回復操作：特高開閉所等の外観点検や動作状況を確認して問題の除去を行い、送電会社に送電系統の復旧及び送電再開を依頼する。</p> <p>期待することで判断基準となるパラメータに影響を及ぼす項目については、有効性評価上期待しないことを明記している。</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>代替循環冷却系原子炉注水流量等：代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等：代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力、サブレッ</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>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、格納容器内圧力、サプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度等である。</p>	<p>環冷却系原子炉注水流量等であり、格納容器減圧及び除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等である。</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、格納容器減圧及び除熱は、代替循環冷却系により継続的に行う。</p> <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）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作</p> <p>代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作を実施後、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 とすることが目的である。なお、有効性評価においては、ペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作には期待しない。</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）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の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</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、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）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の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継続的に確認する。</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・プール水 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・プール水 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</p> <p>代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施</p>	<p>ション・チェンバ圧力</p> <p>柏崎はRPV下鏡温度 300℃を起点としてペDESTAL注水を実施するが、東海第二では、通常時からペDESTAL内に 1m 水張りする運用としているため、RPV下鏡温度に因らず、炉心冠水後の対応としてペDESTAL水位確保操作を実施する</p> <p>低温のペDESTAL水はヒートシンクとなり格納容器挙動が緩和されるため、事象進展を厳しくする観点でペDESTALへの外部水源注水には期待しない。</p> <p>低圧代替注水系格納容器下部注水流量等：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</p> <p>ジルコニウム-水反応等：金属-水反応による水素発生</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）等：格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）</p> <p>期待することで判断基準となるパラメータに影響を及ぼす項目については、有効性評価上期待しないことを明記している</p> <p>代替燃料プール冷却系等：注水系を含む</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            (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、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレー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>する。</p> <p>q. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作            格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。            可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入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>r. タンクローリによる燃料給油操作            タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</p> <p>3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価            (1) 有効性評価の方法</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、LOCAに属する事故シーケンスのうち、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、格納容器圧力及び格納容器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>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、格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレー冷却並びに炉心損傷後の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>水素燃焼防止（ベント時間遅延）させるため格納容器内に窒素を供給する（循環冷却を使用する場合でも酸素濃度は上昇するため、事象発生から約39.7日後に格納容器ベントを実施する）</p> <p>柏崎の記載を踏まえて修正            格納容器温度：格納容器雰囲気温度と格納容器壁面温度を合わせた表現</p> <p>柏崎はシーケンス選定段階からSBOを含めたシーケンスとしているが、東海第二ではシーケンス選定上はSBOを含めず、有効性評価の条件としてSBOを重畳させている。</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（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) 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 7.2.1.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件            (a) 起回事象            起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉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。</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            (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>(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 3.1.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件            (a) 起回事象            起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉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>再循環系配管（出口ノズル）</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、<b>非常用ディーゼル発電機等</b>の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重量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等<b>は</b>考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件            (a) 原子炉スクラム            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) 再循環系ポンプ  <b>再循環系</b>ポンプは、<b>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<b>流量</b>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>。</p>	<p><b>BWR 5 と ABWR の設計の相違により破断箇所の想定が異なる（詳細は添付資料 1.5.2 参照）</b></p> <p><b>水の放射線分解による水素及び酸素の発生等：金属-水反応による水素発生を含む</b></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><b>設備設計及び運用の違い</b></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>(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、140m<sup>3</sup>/hにて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて<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、90m<sup>3</sup>/hの流量で原子炉注水を行う。</p> <p>(e) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱            代替循環冷却系の循環流量は、全体で約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。            (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、<b>低压代替注水系（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。</b></p>	<p>(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、常設低压代替注水系<b>ポンプ</b>2台を使用するものとし、スプレイ流量は、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压代替注水系ポンプを用いて<b>流量分配すること</b>で実施する。            (添付資料3.1.2.3)</p> <p>(f) 格納容器下部注水系（常設）            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<b>ペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。</b></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<b>250m<sup>3</sup>/h</b>とし、ドライウェルへ<b>150m<sup>3</sup>/h</b>、原子炉へ<b>100m<sup>3</sup>/h</b>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、<b>熱交換器の設計性能に基づき約14MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）</b>とする。</p> <p>(i) 可搬型窒素供給装置            可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、<b>温度30℃、純度99vol%にて200m<sup>3</sup>/h（窒素198m<sup>3</sup>/h及び酸素2m<sup>3</sup>/h）</b>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。            (a) 交流電源は、常設代替高压電源装置によって供給を開始し、<b>常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低压代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生25</b></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）  <b>低温のペDESTAL水はヒートシンクとなり格納容器挙動が緩和されるため、事象進展を厳しくする観点で通常運転時から水張りされているペDESTAL水は考慮しない。</b></p> <p>設備設計及び運用の違い</p> <p><b>東海第二発電所では緊急用海水系を設置する</b></p> <p><b>大気中の空気を原料とし、空気中の酸素を吸着除去することで純度99%の窒素を注入する設備であることから、総供給量200m<sup>3</sup>/hに対し、窒素198m<sup>3</sup>/h、酸素2m<sup>3</sup>/hとして評価している</b>  <b>温度は気象条件を基に設定</b></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</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) 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※2されるものとする。          ※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. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。          漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。          非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率0.5回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。          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>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) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作は、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による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始する。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は格納容器圧力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. 炉内に蓄積されている核分裂生成物は、事象進展に応じて格納容器内に放出されるものとする。セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方が、代表的なソースタームに関する報告書であるNUREG-1465より大きく算出する。</p> <p>c. 格納容器内に放出されたCs-137は、格納容器スプレイやサプレッション・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により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、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のフィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。          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>な設備及び運用としている</p> <p>(a), (b)の操作分類</p> <p>「事象発生直後の中央制御室では10分間の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間とする。」</p> <p>設備設計及び運用の違い</p> <p>水素燃焼防止（ベント時間遅延）のため格納容器内に窒素供給するが、過度な圧力上昇を抑制する観点から、1Pd到達時点で窒素注入を停止する。</p> <p>(c)の操作分類</p> <p>「パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。」</p> <p>スクラビング等：沈着を含む（添付3.1.3.6参照）</p> <p>AECの式等：GEの式、定常流の式を含む</p> <p>設備設計及び運用の違い</p> <p>原子炉建屋からの漏えい評価の観点では、設計負圧に至らずとも原子炉建屋が負圧であれば漏えいは停止し排気筒から放出されることから、設計負圧ではなく負圧達成時間として記載している。なお、原子炉建屋ガス処理系起動によって速やかに原子炉建屋内は負圧となるが、達成時間として5</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>(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>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          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</p>	<p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び放射性物質の除去効果は考慮しないものとする。          （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、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温の推移を第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、炉心は冠水する。          （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。          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操作並びに格納容器減圧及び除熱操作を開始する。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、溶融炉心は原子炉水位LO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。          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によるサプレッション・チェンバへの窒素注入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164時間後に格納容器圧力が310kPa [gage] に到達し窒素注入を停止するため、格納容器圧力の上昇は停止する。</p> <p>b. 評価項目等          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</p>	<p>分を見込んだ評価としている。          Cs-137放出量評価には影響ないが、よう素についても除去効果を考慮していないため放射性物質とした。</p> <p>注水とスプレイを同時に実施するため、「徐々に」は不要          崩壊熱等：ジルコニウム-水反応、金属-水反応による発熱を含む          水蒸気等：水素を含む</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>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 8×10<sup>5</sup>mol であり、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの物質量の和は約 8×10<sup>3</sup>mol 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</p>	<p>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減圧及び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高値は約 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高となる事象発生約 164 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（水素及び酸素の総発生量に対する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約 15%）。</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減圧及び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、このときの格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、評価項目である 200℃を下回る。</p> <p>(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）による原子炉注水の継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2-10 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。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。なお、格納容器内の酸素濃度上昇により、長期的には格納容器圧力逃がし装置を用いて可燃性ガスを排出する。</p>	<p>東海第二は評価の詳細を添付資料に記載</p> <p>柏崎では「ページ」として可燃瀬ガスの排出を行うが、東海第二の場合は事故後約 40 日後に「ベント」として可燃性ガスを排出する。</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>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>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。原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、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。</p> <p>（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」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、3.1.3.13）</p>	<p>柏崎の記載を踏まえて追加</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>ジルコニウム-水反応等：金属-水反応による水素発生を含む（評価結果は添付資料3.1.2.10に記載）</p>
<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溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から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操作として、常</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が蓄積することが特徴である。よって、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えられ操作として、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</p>	<p>東海第二では長期・短期に因らず事象</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>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        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>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冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作とする。</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、炉心溶融開始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、大破断 LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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、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、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。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。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、大破断 LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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>進展に有意な影響を与えると考えられる操作については記載している。</p> <p>東二では、大破断 LOCA + 高圧・低圧注水機能喪失 + 炉心損傷を判断した場合に、代替格納容器スプレイと原子炉注水を同時に行う。（高圧・低圧注水機能喪失のみの場合は、炉心損傷防止対策の T Q U V のように代替原子炉注水のみを行う）        燃料被覆管温度等：被覆管酸化割合を含む</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，<b>炉心の損傷状態</b>を起点に操作開始する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では，燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが，小規模体系の模擬性が原因と推測され，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは，炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（FP）挙動モデルはABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは，炉心損傷後の原子炉格納容器内FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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</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，<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</b>から，<b>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，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。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</b>から，<b>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。<b>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。</b>本評価事故シーケンスでは，<b>リロケーション</b>を起点に操作開始する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では，燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが，小規模体系の模擬性が原因と推測され，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは，炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP 挙動の不確かさとして，核分裂生成物（FP）挙動モデルはABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは，炉心損傷後の格納容器内FP 挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(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</p>	<p>対応手順の相違</p> <p>MAAPコード内では，リロケーションモデルにおいて炉心の損傷状態を評価しているわけではないため，当該項目に記載すべき項目としてリロケーションとした。</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>性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾ</p>	<p>についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、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</p>	<p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：Cs 放出量</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>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、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 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</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており，その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから，格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが，<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，運転員等操作時間に与える影響はない。</b></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，<b>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。</b></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><b>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</b></p>	<p>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，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</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 3.1.2-2 表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，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<b>燃焼度 33Gwd/t 以下</b>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，解析条件で設定している崩壊熱<b>と同等以下となる。燃焼度 33Gwd/t の場合は，解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。また，燃焼度 33Gwd/t 未満の場合は，</b>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。<b>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>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，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，<b>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。</b></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>評価項目となるパラメータ：Cs 放出量</p> <p>対応手順の相違</p> <p>ゆらぎ：当該パラメータが運転上とりうる幅として記載している</p> <p>E-LOCAでは，注水配管の破断も仮定していることから，操作手順としてはスプレイのみを記載している。</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</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>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（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>機器条件の可搬型窒素供給装置は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には窒素温度が上昇するため格納容器雰囲気温度が上昇する可能性がある。本評価事故シーケンスでは、格納容器雰囲気温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</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 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には、解析条件で設定している崩壊熱と同等以下となる。燃焼度 33GWd/t の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃焼度 33GWd/t 未満の場合は、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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同程度であり、第 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</p>	<p>炉注水は実施しない)</p> <p>設備設計及び運用の違い</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器</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>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。</p>	<p>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>機器条件の可搬型窒素供給装置は、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には窒素温度が上昇するため格納容器雰囲気温度が上昇する可能性がある。窒素注入は事象発生から約84時間後に開始するため、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気は除熱されており、窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器雰囲気温度が上昇することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.1.2.11, 3.1.2.12)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「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、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</p>	<p>圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</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>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器温度</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>なお、有効性評価では2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系(常設)は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系(常設)は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃超過を確認した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。代替格納容器スプレイへの切り替え後、原子炉水位が原子炉水位低（レベル1）まで低下した場合、低圧代替注水系(常設)へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。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</p>	<p>ことから、運転員等操作時間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冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作は、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、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、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が、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</p>	<p>東海第二では25分からの注水時においては、緊急用母線1系統を受電することから柏崎のような事象想定はない。</p> <p>東海第二では原子炉注水と代替格納容器スプレイの切替操作を実施しない</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>

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>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>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約84時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約84時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約62時間後）に開始するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.2.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>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冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作は、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>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約84時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約84時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約62時間後）に開始する</p>	<p>備考</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>東海第二では原子炉注水と代替格納容器スプレイの切替操作を実施しない</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</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>

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>(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<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>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38時間あり、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>ため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.2.11)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>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<b>操作</b>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<b>50分後（操作開始時間の25分の遅れ）</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<b>冷却水（海水）</b>の確保操作及び代替循環冷却系による<b>原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作</b>については、緊急用海水系による<b>冷却水（海水）</b>の確保操作及び代替循環冷却系による<b>原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作</b>開始までの時間は<b>操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり</b>、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14時間後であり、約<b>12時間</b>の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約84時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約62時間後）に開始するため、十分な準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</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の切替操作はない</p> <p>不確かさの考え方として、柏崎では、可搬型設備である代替原子炉補機冷却系の運転操作の遅れがあった場合、常設設備である代替格納容器スプレイ冷却系による冷却操作を延長したとして2Pd到達時間を記載している。東海第二では、代替循環冷却系も緊急用海水系も常設設備であるため、これらの操作遅れを考える上では、同じ常設設備である代替格納容器スプレイについても実施していないものとした場合の2Pd到達時間を記載している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 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>(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>7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までの必要な要員は、「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（原子炉ウエル注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は36名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「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</p> <p>低圧代替注水系（常設）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約2,900m<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>(添付資料3.1.2.11, 3.1.3.8)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策に必要な<b>災害対策要員（初動）</b>は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり<b>20名</b>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<b>災害対策要員（初動）</b>の39名で対処可能である。</p> <p>また、<b>必要な参集要員</b>は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり<b>2名</b>であり、<b>参集要員の72名に含まれることから</b>対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、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。</p> <p>水源として、代替淡水貯槽に4,300m<sup>3</sup>の水を保有していることから、水源が枯渇することはなく、7日間の対応が可能である。</p> <p><b>代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作については、サプレッション・プールを水源とすることから、水源が枯渇することはなく、7日間の対応が可能である。</b></p> <p>(添付資料3.1.2.13)</p>	<p><b>必要な参集要員：タンクローリによる燃料給油操作（2名）</b></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. 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>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、事象発生直後から7日間の常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の運転を想定すると、約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約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（常設代替高圧電源装置5台）による7日間の電源供給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内への窒素注入について、事象発生直後から7日間の可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、約18.5kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約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7日間の格納容器内への窒素注入の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給について、事象発生直後から7日間の緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kLの軽油を保有していることから、緊急時対策所用発電機による7日間の電源供給の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（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、重大事故対策等に必要となる負荷として、6号炉で約1,104kW、7号炉で約1,071kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が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>c. 電 源</p> <p>重大事故等対策時に必要な負荷は約2,413kWであるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は5,520kWであることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。なお必要な負荷には、有効性評価で期待しないが電源供給される不要な負荷も含まれている。</p> <p>可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車については、窒素供給装置に対しての電源供給が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機については、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.1.2.15）</p>	
<p>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）」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</p>	<p>3.1.2.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、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が蓄積することによって、格納容器圧力及び温度が<b>上昇し</b>、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</p>	

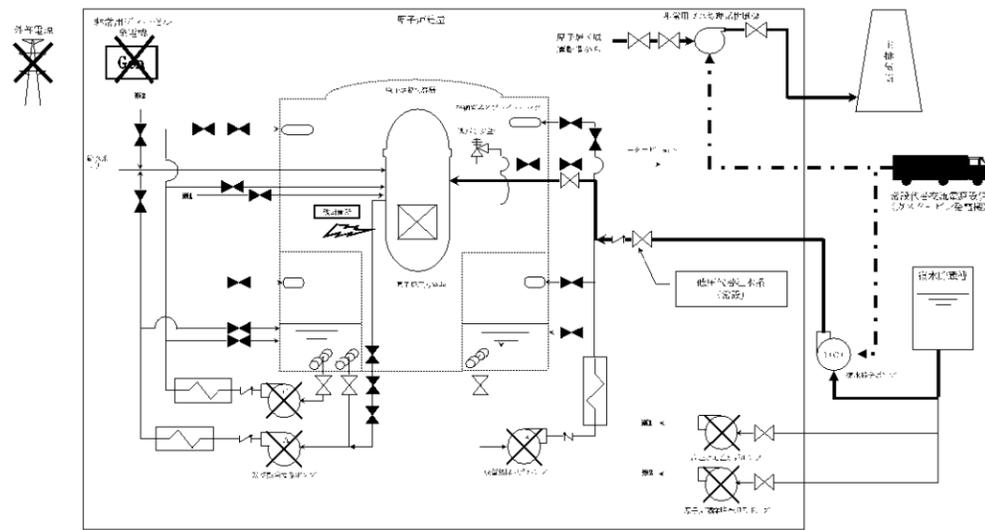
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

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>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>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並びに格納容器減圧及び除熱手段、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「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、代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作を実施することで、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、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、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並びに格納容器減圧及び除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段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>

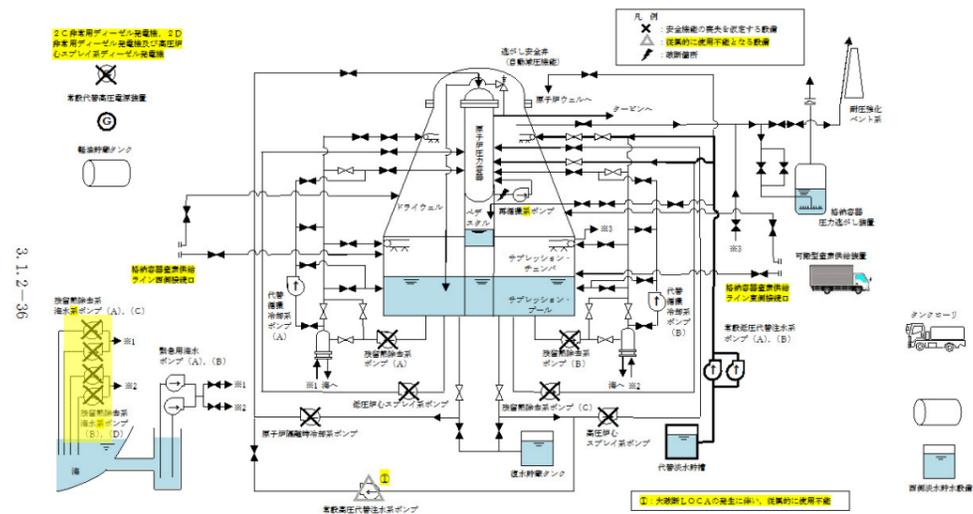
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

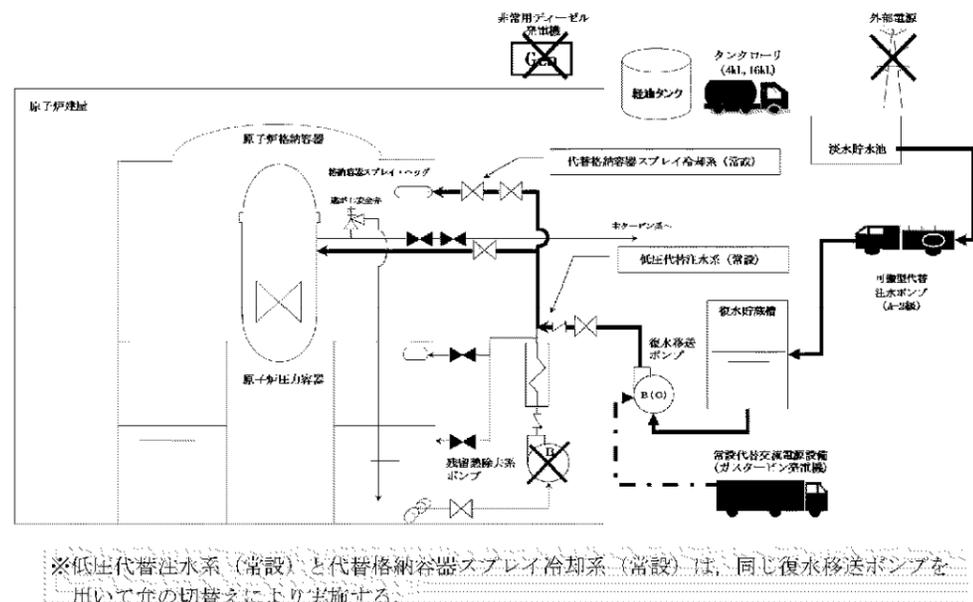


第 7.2.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用する場合) (1/4) (原子炉注水)

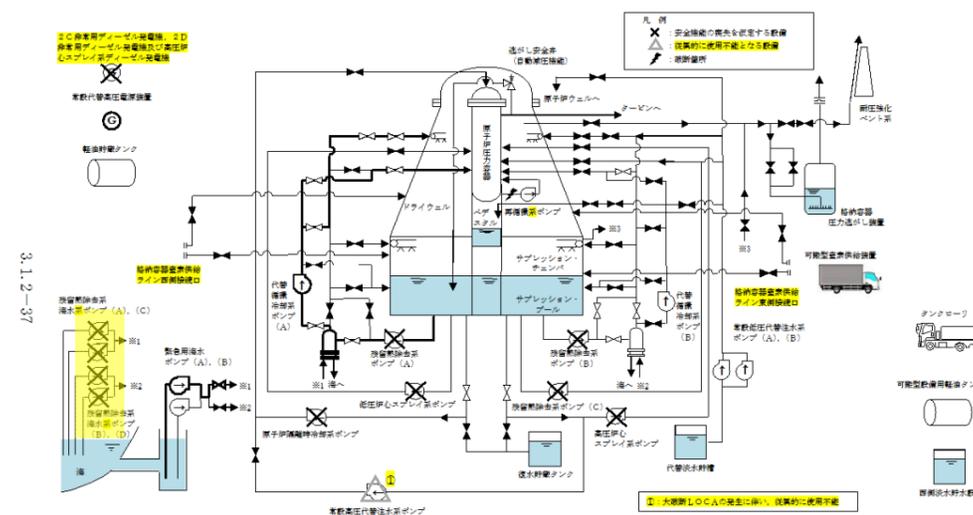
東海第二発電所



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



第 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)



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並に格納容器減圧及び除熱段階)

備考

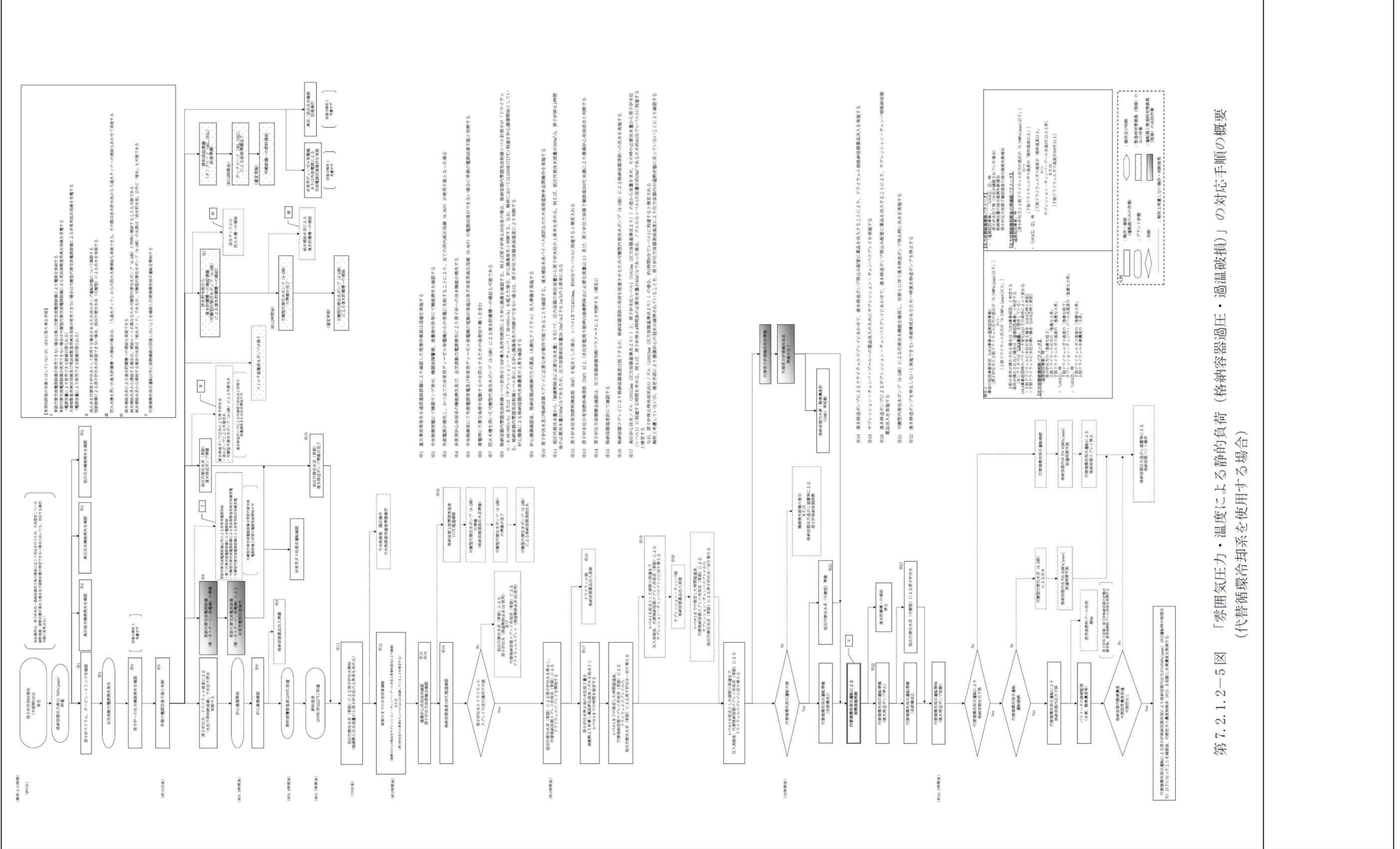
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
		<p>備考</p>
<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並びに格納容器減圧及び除熱、可搬型空素供給装置による格納容器内の空素注入設備)</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>		

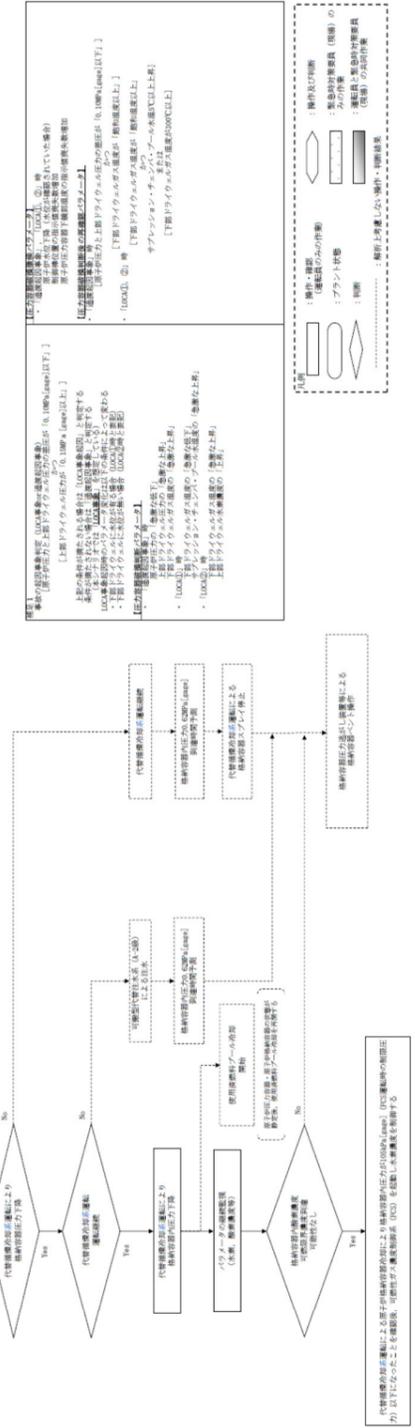
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

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)

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						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 当直副長	1人 1人	各号炉運転操作指揮			
	通報連絡者	緊急時対策本部要員			5人	中央制御室連絡 緊急時外部連絡		
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)				
		6号	7号	6号	7号	6号	7号	
状況判断	2A A, B	2A a, b	-	-	-	-	給水流量の全喪失確認 全交流動力電源喪失確認 原子炉スクラム、タービン・トリップ確認	状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する
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	対応可能な要員により対応する
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	対応可能な要員により対応する
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1A) k	(1A) e	-	-	-	-	原子炉格納容器内水素濃度監視	適宜実施
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) e	-	-	-	-	第一ガスタービン発電機 起動	30分
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	-	-	-	-	-	-	第一ガスタービン発電機 給電	5分
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	-	-	-	-	非常用高圧母線 D系 受電前準備 (中央制御室)	15分
	-	-	4A C, D E, F	4A e, d a, f	-	-	放射線防護設備準備/装備	10分
	-	-	(2A) C, D	(2A) e, d	-	-	現場移動 非常用高圧母線 D系 受電前準備 (電源室受電準備)	15分
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) a, f	-	-	現場移動 非常用高圧母線 D系 受電前準備 (コントロール室要員発着)	15分
	(1A) B	(1A) b	-	-	-	-	非常用高圧母線 D系 受電確認	5分
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) E, F	(2A) a, f	-	-	非常用高圧母線 D系 受電	5分
	(1A) B	(1A) b	-	-	-	-	非常用高圧母線 C系 受電前準備 (中央制御室)	10分
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) a, f	-	-	現場移動 非常用高圧母線 C系 受電前準備	25分
	(1A) B	(1A) b	-	-	-	-	非常用高圧母線 C系 受電確認	5分
非常用ガス処理系 運転確認	-	-	(2A) E, F	(2A) a, f	-	-	非常用ガス処理系排気機 運転確認	5分
	(1A) A	(1A) a	-	-	-	-	原子炉建屋差圧監視 原子炉建屋差圧調整	適宜実施
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1A) A	(1A) a	-	-	-	-	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	15分
	-	-	(2A) E, F	(2A) a, f	-	-	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	30分
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1A) A	(1A) a	-	-	-	-	残留熱除去系 注水準備	適宜実施
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1A) A	(1A) a	-	-	-	-	残留熱除去系 スプレイ弁操作	原子炉注水と格納容器スプレイ切替
中央制御室照明確保 (解析上考慮せず)	(1A) B	(1A) b	-	-	-	-	蓄電池内蔵照明の点灯確認 可搬型照明の設置、点灯作業は適宜実施する	15分
中央制御室 圧力調整 (中央制御室可搬型陽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, d	-	-	配管系 漏洩弁操作	30分
	-	-	-	-	-	-	中央制御室可搬型陽圧化空調機プロユニット起動	30分
中央制御室待避室の準備操作 (解析上考慮せず)	(1A) B	(1A) b	-	-	-	-	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	30分
	-	-	(2A) e, d	-	-	-	現場移動 中央制御室待避室陽圧化装置空気供給元準備	30分
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	(2A) E, F	(2A) a, f	-	-	格納容器スプレイにあわせた薬品注入	格納容器スプレイにあわせて実施

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	高給所・必要員数 【】は始作後移動してきた要員			経過時間（分）	備考
	責任者	当直発電長 1人	中央監視運転操作指揮 1人		
状況判断	補佐	当直副発電長 1人	運転操作指揮補佐	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150	事象発生 原子炉スクラム 約4分 炉心損傷開始（燃料被覆管温度1,000℃到達） 約9分 燃料被覆管温度1,200℃到達 プラント状況判断 25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 約27分 炉心融融開始（燃料温度2,500℃到達） 65分 原子炉水位LO到達判断 2時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成
	指揮者等	災害対策要員（指揮者等） 4人	初期での指図 発電所内作業員		
	当直運転員（中央制御室）	当直運転員（現場）	重大事故時対応要員（現場）		
	操作の内容	●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外置電源喪失の確認 ●L.O.C.A発生の確認 ●高圧減圧ポンプ停止の確認 ●非常気圧降下警報及び過剰安全圧（安全弁作動）による原子炉注水停止の確認 ●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 ●炉心損傷の確認			
早期の電源回復不能の確認	[1人] A	-	-	1分	●高圧炉心スプレイズ系ディーゼル発電機の自動起動操作（失敗）
電源確保操作対応	[1人] B	-	-	2分	●非常用ディーゼル発電機の自動起動操作（失敗）
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	-	-	4分	●常設代替高圧電源装置3台の自動起動操作及び緊急用母線の受電操作
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ズ冷却系（常設）及び低圧代替注水（常設）の起動操作	[1人] B	-	-	4分	●常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイズ冷却系（常設）による格納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作
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ズ冷却系（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	[1人] A	-	-	2分	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉鎖操作
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ズ冷却系（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	[1人] A	-	-	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ズ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水（常設）による原子炉注水系統構成操作及び起動操作
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作	[1人] A	-	-	6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ズ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水（常設）による原子炉注水操作
代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作	[1人] A	-	-	4分	●緊急用海水系による海水確保に必要な負荷の電源切替操作
常設代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベグスタル（ドライケル部）水位の確保操作	[1人] A	-	-	20分	●緊急用海水系による海水確保に必要な負荷の電源切替操作
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	[1人] A	-	-	6分	●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作
サブプレッション・プール水位制御装置による緊急注入操作	[1人] A	-	-	36分	●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作
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	-	-	4分	●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱に必要な負荷の電源切替操作
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	[1人] B	-	-	35分	●常設代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベグスタル（ドライケル部）注水に必要な負荷の電源切替操作
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	[1人] B	-	-	75分	●常設代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベグスタル（ドライケル部）水位の確保操作
ほう酸水注入系による原子炉注水へのほう酸水注入操作	[1人] B	-	-	8分	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作
	[1人] B	-	-	5分	●サブプレッション・プール水位制御装置による緊急注入操作
	[1人] B	-	-	5分	●非常用母線の受電準備操作（中央制御室）
	[1人] B	-	-	6分	●非常用母線の受電準備操作（現場）
	[1人] B	-	-	8分	●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作
	[1人] B	-	-	5分	●非常用母線の受電操作
	[1人] B	-	-	5分	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作
	[1人] B	-	-	6分	●中央制御室換気系の起動操作
	[1人] B	-	-	2分	●ほう酸水注入系の起動操作
	[1人] B	-	-	2分	●ほう酸水注入系の注入状態監視

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

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)		緊急時対応要員 (現場)			0	4	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	・ 調整給排水系 注水準備 ・ 調整給排水系 スプレッド操作	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												
代替格納容器スプレッド冷却系 (常設) 操作	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	・ 調整給排水系 スプレッド操作	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												
非常用ガス給排系による原子炉建屋負圧操作	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	・ 原子炉建屋負圧調整 ・ 原子炉建屋負圧調整	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												
原子炉ウエル注水 (解析上考慮せず)	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による原子炉ウエル注水 ・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による原子炉ウエルへの注水	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												要員を確保して対応する
可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による淡水貯水塔から淡水貯蔵罐への補給	-	-	-	-	-	4人 [4人] ※1	・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による淡水貯蔵罐への注水準備 ・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による淡水貯蔵罐への補給	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												
給排水準備	-	-	-	-	-	※1 [2人]	・ 軽油タンクからタンクローリ (4台) への補給	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												タンクローリ (4台) 調整に応じて運転開始時刻から補給
給排水作業	-	-	-	-	-	2人	・ 第一方スターボーン発電機用燃料タンクへの給油	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												運転再開
格納容器ベント準備操作 (解析上考慮せず)	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	・ 格納容器ベント準備 ・ フォールト保護水処理設備 (格納容器水処理)	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												要員を確保して対応する
代替原子炉補給冷却系 準備操作	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・ 代替原子炉補給冷却系 現場系統構築 ・ 現場移動 ・ 調整給排水系 スプレッド操作	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												
給排水準備	-	-	-	-	-	※3 [2人]	・ 軽油タンクからタンクローリ (4台) への補給	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												タンクローリ (4台) 調整に応じて運転開始時刻から補給
給排水作業	-	-	-	-	-	2人	・ 電源車への給油 ・ 代替原子炉補給冷却系 運転状態監視	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												運転再開
代替原子炉補給冷却系 運転	-	-	-	-	-	※3 [2人]	・ 代替原子炉補給冷却系 運転状態監視	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												運転再開
原子炉格納容器内水素・酸素濃度計 (CAMS) 再起動	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 原子炉格納容器内水素・酸素濃度計 (CAMS) 起動操作 ・ 原子炉格納容器内水素・酸素濃度監視	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												運転再開
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・ 現場移動 ・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による原子炉への注水準備 ・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による原子炉への注水 ・ (ホース接続 (可搬型代替注水ポンプ (A-1線) から接続口)、ホース接続)	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												
代替循環冷却系 準備操作 (系統構築)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 代替循環冷却系 準備操作 (系統構築)	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												この期間中に実施
代替循環冷却系 準備操作 (系統構築)	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	・ 原子炉注水/格納容器スプレッド有停置 ・ 淡水移送ポンプ停止 ・ 代替循環冷却系 準備操作 (系統構築)	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												注1: 原子炉注水停止 (注1) (約10分) 注2: 格納容器スプレッド停止 (約10分) 注3: 淡水移送ポンプ停止 (約10分) 注4: 代替循環冷却系 準備操作 (約10分)
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉への注水	(1人) a	(1人) a	-	-	-	10人 (作業)	・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による原子炉への注水	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												操作開始時刻は、可搬型代替注水ポンプ (A-2線) の起動時刻に30分前、原子炉への注水を30分前とする
代替循環冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・ 淡水移送ポンプ起動 ・ 代替循環冷却系 準備操作 (系統構築)	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												
代替循環冷却系 運転状態監視	(1人) a	(1人) a	-	-	-	-	・ 代替循環冷却系 準備操作 (系統構築)	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												運転再開
使用済燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) による使用済燃料プールへの補給 ・ 燃料プール冷却浄化系 系統構築 ・ 燃料プール冷却浄化系 再起動	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												燃料プール冷却「OFF」以下は、要員を確保して対応する
給排水準備	-	-	-	-	-	2人	・ 軽油タンクからタンクローリ (4台) への補給	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												タンクローリ (4台) 調整に応じて運転開始時刻から補給
給排水作業	-	-	-	-	-	2人	・ 可搬型代替注水ポンプ (A-2線) への給油	[Gantt Chart showing tasks from 0 to 32 hours]												運転再開

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）																			
操作項目	実施場所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員			経過時間（時間）															備考
				12	24	36	48	60	72	84	96	108	120	132	144	156	168	180	
使用済燃料プールの冷却操作	当直運転員 (中央制御室) 【1人 A】	当直運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)	約 62 時間 格納容器酸素濃度 3.5vol% (ドライ条件) 到達 約 84 時間 格納容器酸素濃度 4.0vol% (ドライ条件) 到達 約 164 時間 格納容器圧力 310kPa [sage] 到達															解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の稼働までに実施する 解析上考慮しない 25時間までに実施する 炉心損傷により屋外放射線量が低い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を行う タンクローリ測量に応じて適宜軽油タンクから給油する
可搬型代替注水中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	—	—	8人 c~j	適宜実施 15分 170分															適宜実施
可搬型空素供給装置による格納容器内空素注入操作	—	—	【6人 c~h】	180分 可搬型空素供給装置起動後、適宜状態監視															適宜実施
タンクローリによる燃料給油操作	—	—	2人 (参集)	90分 適宜実施															適宜実施
必要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a~j 及び参集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>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>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>3.1.2-42</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 (シユラウド内外水位) 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>3.1.2-43</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. 2-9 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>第 3. 1. 2-8 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移</p>	<p>備考</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>備考</p>
	<p>3. 1. 2-44</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)

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>3.1.2-45</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>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>ベントライン (約17m)</p> <p>真空破壊装置 (約14m)</p> <p>格納容器スプレイ間欠運転により水位増減を繰り返す</p> <p>代替格納容器スプレイ開始により水位が上昇</p>		
<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>サプレッション・チェンバ・プール水温 (°C)</p> <p>事故後の時間(h)</p> <p>格納容器スプレイ開始</p> <p>約22.5時間後、代替循環冷却系の運転開始により、熱交換器通水による格納容器スプレイで緩やかに水温上昇</p> <p>残留熱除去系配管破断により原子炉内から流出する蒸気による水温上昇</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>		

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 3.1.2-12 図 格納容器圧力の推移 (~3 時間)</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 3.1.2-13 図 格納容器雰囲気温度の推移 (~3 時間)</p> <p>3.1.2-46</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
	<div data-bbox="1335 273 2255 798" data-label="Figure"> <p>サプレッション・プール水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>LOCA破断口からの蒸気流出、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操作 (25分) により水位が上昇</p> <p>ベントライン (約15m)</p> <p>通常水位+6.5m (約13.5m)</p> <p>通常水位+5.5m (約12.5m)</p> <p>代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作 (90分) の開始に伴う水位上昇の停止</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作による格納容器圧力の変動に伴うサプレッション・プール水位の変動 (約84時間)</p> </div> <div data-bbox="1424 861 2136 903" data-label="Caption"> <p>第3.1.2-14図 サプレッション・プール水位の推移</p> </div> <div data-bbox="1335 1071 2255 1575" data-label="Figure"> <p>サプレッション・プール水温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作 (90分) に伴うサプレッション・プール水温上昇抑制</p> <p>LOCA破断口から流出した蒸気がサプレッション・チェンバへ流入し、水温上昇</p> </div> <div data-bbox="1424 1617 2136 1659" data-label="Caption"> <p>第3.1.2-15図 サプレッション・プール水温度の推移</p> </div>	
	3.1.2-47	

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 3.1.2-16 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の              格納容器圧力の推移</p> <p>第 3.1.2-17 図 Excessive LOCAの発生を考慮した場合の              格納容器雰囲気温度の推移</p>	
	<p>3.1.2-48</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 7.2.1.2-1 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	有効性詳細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) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補給冷却系、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、原子炉炉心水位は急激に低下し炉心が露出することによって炉心損傷に至ることを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態を確認する。	-	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) による原子炉排水	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。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉炉心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 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 燃料タンク	原子炉炉心圧力 (SA) 原子炉炉心圧力 復水供給水流量 (RR-B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) ドライウエル雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準仕様)

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
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。</li> <li>主蒸気隔離弁が閉止することを確認する。</li> <li>格納容器圧力が 13.7kPa [gage] 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>	主蒸気隔離弁*	平均出力領域計装* 起動領域計装* 原子炉炉心圧力* 原子炉炉心圧力 (S/A) M/C 2 C 電圧* M/C 2 D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドライウエル圧力 サブレーション・チェンバ圧力 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	原子炉炉心水位が原子炉炉水位異常低下 (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。	-	-
炉心損傷の確認	原子炉炉心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線線重量率が、設計基準種事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合とする。	-	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。 以上により、早期の電源回復不能を確認する。	-	-

\* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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)

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)

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		計装設備
		常設設備	可搬型設備	
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 100℃ 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/常) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水系流量 (RRH 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。崩壊熱及び原子炉注水流量からの原子炉水位推定により破断口高さまで水位回復後、格納容器スプレイに切り替え、最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。 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実施する。復水移送ポンプを停止している期間には可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による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。代替循環冷却系からの循環流量は、原子炉注水と格納容器スプレイを中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 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/常) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プールの水温度 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 (RRH A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RRH 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

【】：重大事故等対処設備 (設計基準仕様)

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		計装設備
		常設設備	可搬型設備	
常設代替格納容器スプレイ冷却系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注水系ポンプ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	<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プレイ冷却系から緊急用母線を受電する。</li> <li>緊急用母線の受電を確認後、原子炉冷却浄化系吸込弁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スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。</li> <li>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を開始した後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。</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機能回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の機能回復操作を実施する。</li> </ul>	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器スプレイ冷却系 代替注水ポンプ 代替格納容器スプレイ冷却系 代替注水ポンプ 代替格納容器スプレイ冷却系 代替注水ポンプ	緊急用 M/C 電圧 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 代替格納容器水位 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替格納容器水位 原子炉圧力 * 原子炉圧力 (SA) ドライウエル雰囲気温度	
電源確保操作対応				

3.1.2-50

■：有効性評価上考慮しない操作  
 \* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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3.1.2-1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		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
可搬型代替注水中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、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	-
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する。</li> <li>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2C及び2D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 2C電圧* M/C 2D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。</li> </ul>	中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系*	-	-
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、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。</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冷却水 (海水) の確保操作	<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。</li> <li>中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を通水する。</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)

\* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの  
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

3.1.2-51

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 3.1.2-1 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	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用海水系に海水を通水した後、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と、原子炉注水並びに格納容器減圧及び除熱を実施する。</li> </ul>	代替循環冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	-	代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉水位 (広帯域)* 原子炉水位 (燃料域)* 原子炉水位 (SA広帯域) ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力
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) 水位の確保操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作を実施後、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 代替淡水貯槽 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
常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作	<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) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作を実施後、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)
サプレッション・プール制御装置による葉液注入操作	<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、中央制御室からの遠隔操作によりサプレッション・プール水 pH制御装置 (自主対策設備) による葉液注入を行う。</li> </ul>	-	-	-

\* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの  
 □：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																							
	<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="1409 325 1691 1732"> <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>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プールの冷却操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。</li> </ul> </td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</li> </ul> </td> <td>—</td> <td>可搬型窒素供給装置</td> <td>格納容器内酸素濃度 (S.A)</td> </tr> <tr> <td>タンクローリによる燃料給油操作</td> <td> <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窒素供給装置に燃料給油を実施する。</li> </ul> </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	計装設備	使用済燃料プールの冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。</li> </ul>	—	—	—	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</li> </ul>	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度 (S.A)	タンクローリによる燃料給油操作	<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窒素供給装置に燃料給油を実施する。</li> </ul>	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	計装設備																					
使用済燃料プールの冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。</li> </ul>	—	—	—																					
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</li> </ul>	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度 (S.A)																					
タンクローリによる燃料給油操作	<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窒素供給装置に燃料給油を実施する。</li> </ul>	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—																					
	3.1.2-53																								

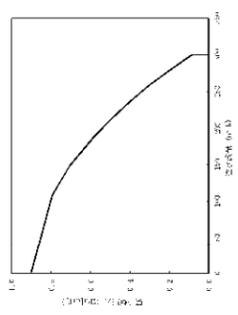
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

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7.2.1.2-2表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))                      (代替循環冷却系を使用する場合) (1/4)</p>						
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件						
原子炉熱出力	MAAP 3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力	MAAP 3,293MW	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	
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gage]	定格熱出力を設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下端から+126cm)	定格圧力を設定	
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心流量	48,300t/h	通常運転水位を設定	
燃料	9×9燃料 (A型)	-	燃料	9×9燃料 (A型)	定格流量を設定	
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	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	
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 (ドライウエル)	5kPa [gage]	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 (通常運転時においてサイクル末期の炉心平均燃焼度が33GWd/t以下となるよう燃料を配置する。)	
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>	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	格納容器圧力	57℃	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	
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	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	
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定	
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限值として設定	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サブプレッション・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	
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3.1.2-2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)</p>						
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件						
原子炉熱出力	MAAP 3,293MW	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	MAAP 3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gage]	定格熱出力を設定	原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下端から+126cm)	定格圧力を設定	原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	
炉心流量	48,300t/h	通常運転水位を設定	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	
燃料	9×9燃料 (A型)	定格流量を設定	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)	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 (通常運転時においてサイクル末期の炉心平均燃焼度が33GWd/t以下となるよう燃料を配置する。)	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	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	
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 (ドライウエル)	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <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)	
格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サブプレッション・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	格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	

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 7.2.1.1.2-2 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		
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の発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定		
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定		
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない		
事故条件				
第 3.1.1.2-2 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℃	代替格納容器サブレイ冷却系 (常設) 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、年間の気象条件変化を包含する高めの水温度を設定		
ベダスタル (ドライウエル部) のプール水	考慮しない	ベダスタル (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、ベダスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない		
初期条件				
3.1.1.2-55				

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7.2.1.1.2-2表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (3/4)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定		
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m <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		
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	90m <sup>3</sup> /h で注水	可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による注水を想定設備の設計を踏まえて設定		
代替循環冷却系	循環流量は, 全体で約 190m <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				

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7.2.1.2-2表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))                      (代替循環冷却系を使用する場合) (4/4)</p>	<p>第3.1.2-2表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))                      (代替循環冷却系を使用する場合) (3/5)</p>																																								
<p>重大事故等対策に関連する操作条件</p>	<p>事故条件</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>常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作</td> <td>事象発生 70 分後</td> <td>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作</td> <td>原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃到達時</td> <td>原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替原子炉補機冷却系連転操作</td> <td>事象発生 20 時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作</td> <td>事象発生約 22.5 時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃到達時	原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系連転操作	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	<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起因事象</td> <td>大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断</td> <td>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、原子炉圧力容器パワ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配管 (出口ノズル) における両端破断を設定</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>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</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源なし</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td>ジルコニウム-水反応を考慮</td> <td>水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び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</td> </tr> <tr> <td>原子炉スクラム</td> <td>原子炉水位低 (レベル3) 信号</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁</td> <td>事象発生と同時に閉止</td> <td>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</td> </tr> <tr> <td>再循環系ポンプ</td> <td>事象発生と同時に停止</td> <td>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</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器パワ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配管 (出口ノズル) における両端破断を設定	安全機能の喪失に対する仮定	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与える影響が軽微であることから考慮していない	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	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																							
常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定																																							
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃到達時	原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定																																							
代替原子炉補機冷却系連転操作	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																																							
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																							
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器パワ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配管 (出口ノズル) における両端破断を設定																																							
安全機能の喪失に対する仮定	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与える影響が軽微であることから考慮していない																																							
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																																							
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定																																							
	<p>3.1.2-56</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3.1.2-2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)</p>																						
	<p>重大事故等対策に関連する機器条件</p>																						
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1469 2100 1498 2100">項目</th> <th data-bbox="1469 2037 1498 2100">主要解析条件</th> <th data-bbox="1469 1974 1498 2100">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1528 2100 1587 2100">低圧代替注水系 (常設)</td> <td data-bbox="1528 2037 1587 2100">注水流量：230m<sup>3</sup>/h (一定)</td> <td data-bbox="1528 1974 1587 2100">炉心冷却の維持に必要な流量として設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1617 2100 1676 2100">代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)</td> <td data-bbox="1617 2037 1676 2100">スプレイ流量：130m<sup>3</sup>/h (一定)</td> <td data-bbox="1617 1974 1676 2100">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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1706 2100 1765 2100">格納容器下部注水系 (常設)</td> <td data-bbox="1706 2037 1765 2100">解析上考慮しない</td> <td data-bbox="1706 1974 1765 2100">格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベデスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮していきながら、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作についても考慮しない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1795 2100 1855 2100">代替循環冷却系</td> <td data-bbox="1795 2037 1855 2100">総循環流量：250m<sup>3</sup>/h ・150m<sup>3</sup>/hの流量で格納容器へスプレイ及び100m<sup>3</sup>/hの流量で原子炉へ注水</td> <td data-bbox="1795 1974 1855 2100">格納容器圧力及び雰囲気温度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</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1884 2100 1944 2100">緊急用海水系</td> <td data-bbox="1884 2037 1944 2100">代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW (サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において)</td> <td data-bbox="1884 1974 1944 2100">熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1973 2100 2033 2100">可搬型窒素供給装置</td> <td data-bbox="1973 2037 2033 2100">総注入流量：200m<sup>3</sup>/h ・窒素198m<sup>3</sup>/h ・酸素2m<sup>3</sup>/h 温度：30℃</td> <td data-bbox="1973 1974 2033 2100">総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 温度は気象条件を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	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 (ドライウエル部) のプール水を考慮していきながら、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作についても考慮しない。	代替循環冷却系	総循環流量：250m <sup>3</sup> /h ・150m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器へスプレイ及び100m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉へ注水	格納容器圧力及び雰囲気温度の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW (サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において)	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定	可搬型窒素供給装置	総注入流量：200m <sup>3</sup> /h ・窒素198m <sup>3</sup> /h ・酸素2m <sup>3</sup> /h 温度：30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 温度は気象条件を考慮して設定	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																					
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 (ドライウエル部) のプール水を考慮していきながら、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作についても考慮しない。																					
代替循環冷却系	総循環流量：250m <sup>3</sup> /h ・150m <sup>3</sup> /hの流量で格納容器へスプレイ及び100m <sup>3</sup> /hの流量で原子炉へ注水	格納容器圧力及び雰囲気温度の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定																					
緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW (サブプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において)	熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定																					
可搬型窒素供給装置	総注入流量：200m <sup>3</sup> /h ・窒素198m <sup>3</sup> /h ・酸素2m <sup>3</sup> /h 温度：30℃	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99vol%を考慮して残り全てを酸素として設定 温度は気象条件を考慮して設定																					
	3.1.2-57																						

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 data-bbox="1498 1360 1558 1663">項目</th> <th data-bbox="1498 919 1558 1360">主要解析条件</th> <th data-bbox="1498 252 1558 919">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1558 1360 1780 1663">                     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操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作                       緊急用海水系による冷却水（海水）確保操作並びに代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作                 </td> <td data-bbox="1558 919 1780 1360">                     事象発生から25分後                         事象発生から90分後                 </td> <td data-bbox="1558 252 1780 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                        緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備に要する時間を考慮して設定                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1780 1360 2136 1663">                     可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作                 </td> <td data-bbox="1780 919 2136 1360">                     格納容器内酸素濃度が4.0vol.%（ドライ条件）に到達時                 </td> <td data-bbox="1780 252 2136 919">                     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                 </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>	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操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作  緊急用海水系による冷却水（海水）確保操作並びに代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作	事象発生から25分後    事象発生から90分後	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   緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備に要する時間を考慮して設定	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が4.0vol.%（ドライ条件）に到達時	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	
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操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作  緊急用海水系による冷却水（海水）確保操作並びに代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作	事象発生から25分後    事象発生から90分後	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   緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備に要する時間を考慮して設定									
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が4.0vol.%（ドライ条件）に到達時	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									
3.1.2-58											

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>7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合</p> <p>7.2.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、代替循環冷却系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本格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 時間以降に追加で必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 20 名である。必要な要員と作業項目について第 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、</p>	<p>3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合</p> <p>3.1.3.1 格納容器破損防止対策</p> <p>「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」では、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用する場合を想定し、期待する格納容器破損防止対策の有効性を評価している。代替循環冷却系は多重化設計とした上で、さらなる後段の対策として格納容器圧力逃がし装置を整備するため、重大事故時の事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスにおいて代替循環冷却系が使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置により格納容器の過圧・過温破損が防止できることを確認する。</p> <p>（添付資料 3.1.3.1）</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、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減圧及び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>（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、災害対策要員（初動）21 名及び参集要員 5 名である。</p> <p>災害対策要員（初動）の内訳は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名、運転操作対応を行う当直運転員 5 名、指揮、通報連絡を行う災害対策要員（指揮者等）4 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員 10 名である。</p> <p>参集要員の内訳は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（現場での第二弁操作）を行うための重大事故等対応要員 3 名である。</p> <p>必要な要員と作業項目について第 3.1.3-3 図に示す。</p> <p>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、災害対策要員（初動）21 名及び参集要員 5 名で対処可能である。</p>	<p>東海第二では、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する考え方について記載</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>本シーケンスの要員数で対応可能であることから、評価事故シーケンス以外の事故シーケンス全てに対応可能。</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が、操作としてはタイムチャート上考慮しているため、必要な要員は追加とされない。</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>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>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>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>c. 炉心損傷の確認          炉心損傷の確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷の確認」と同じ。          （添付資料3.1.3.2）</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。          なお、代替循環冷却系が使用できない場合の評価であることから、原子炉注水については、「(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」に記載のとおり、原子炉水位LOまで冠水した後は、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減圧及び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を停止する。          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。          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。          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>炉心損傷防止対策との記載整合を図っており、記載箇所については先行プラントとの相違がある部分もある。</p> <p>東海第二では事象進展上、10分以内に炉心損傷確認を行うためKK6、7と記載箇所が異なる。</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（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>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>水位不明と判断した場合、原子炉水位L0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L0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>(添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3)</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. 可搬型代替注水中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        可搬型代替注水中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. 可搬型代替注水中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）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作        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）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の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）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作」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・プール水 pH制御装置による薬液注入操作        サプレッション・プール水 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・プール水 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</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>非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作：現場での故障した機器の外観点検や動作状況を確認して問題の除去を行い、非常用 DG の再起動を試みる。</p> <p>外部電源の機能回復操作：特高開閉所等の外観点検や動作状況を確認して問題の除去を行い、送電会社に送電系統の復旧及び送電再開を依頼する。</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・記載箇所の相違</p> <p>KKでは代替循環冷却系の起動時間</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>格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮（約2m）し、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。</p> <p>格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水位である。</p> <p>g. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p>格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]に接近した場合又はサブプレッション・チェンバ・プール水位が格納容器真空破壊弁高さに到達した場合、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、格納容器内圧力等である。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水位等である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、</p>	<p>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減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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）による格納容器冷却に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に伴い、サブプレッション・プール水位は徐々に上昇する。格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）に伴うサブプレッション・プール水位の上昇（約1.3m）を考慮しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないようにサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mで格納容器冷却を停止する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止を確認するため必要な計装設備はサブプレッション・プール水位である。</p> <p>o. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）</p> <p>サブプレッション・プール水位が通常水位+5.5mに到達した時点で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の準備として、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第一弁の開操作を実施する。</p> <p>さらに、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した場合、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第二弁を全開としサブプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ圧力等である。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水位である。</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</p>	<p>が22.5時間後であることから、代替循環冷却系を使用する場合においても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している。東海第二では、代替循環冷却系を90分後から起動するため、代替循環冷却系を使用する場合には代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施していないことから、本シーケンスにおいて初出となる。</p> <p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等：サブプレッション・プール水位、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、代替淡水貯槽水位</p> <p>東海第二では、MCRからの遠隔操作に失敗した場合でも0.62MPa[gage]到達を防止するため、現場操作による第二弁開に必要な時間を踏まえて、NWL+6.5を格納容器圧力逃がし操作による格納容器減圧及び除熱操作の実施基準としている。</p> <p>サブプレッション・チェンバ圧力等：サブプレッション・プール水位、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、フィルタ装置出口放射線モニタ</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>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>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・ポイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p>	<p>（常設）による原子炉注水により継続的に行い、また、格納容器減圧及び除熱は、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. 可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給操作            アクセスルートの復旧、可搬型代替注水中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、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。            可搬型代替注水中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給油操作            タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水中型ポンプに燃料給油を実施する。</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、LOCA に属する事故シーケンスのうち、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、格納容器圧力及び格納容器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>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・ポイド率変化、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>（高レンジ・低レンジ）</p> <p>KKの記載を踏まえて修正            格納容器温度：格納容器雰囲気温度と格納容器壁面温度を合わせた表現</p> <p>KKはシーケンス選定段階から SBO を含めたシーケンスとしているが、東海第二ではシーケンス選定上は SBO を含めず、有効性評価の条件として SBO を重畳させている。</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（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>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 7.2.1.3-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件        (a) 起回事象        起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価するため、<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>b. 重大事故等対策に関連する機器条件        (a) 原子炉スクラム信号        原子炉スクラムは、<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</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 3.1.3-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件        (a) 起回事象        起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器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>再循環系配管（出口ノズル）</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、<b>非常用ディーゼル発電機等</b>の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重量を考慮するものとする。なお、代替循環冷却系は使用できないものとする。</p> <p>(c) 外部電源        外部電源は使用できないものとする。        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等は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件        (a) 原子炉スクラム        原子炉スクラムは、<b>原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。</b></p> <p>(b) 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ものとする。</b></p> <p>(c) 再循環系ポンプ        再循環系ポンプは、<b>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）</p>	<p><b>BWR 5 と ABWR の設計の相違により破断箇所の想定が異なる（詳細は添付資料 1.5.2 参照）</b></p> <p><b>水の放射線分解による水素及び酸素の発生等：金属-水反応による水素発生を含む</b></p> <p>東海第二では、<b>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</b></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>最大 300m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて<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、140m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて<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        格納容器圧力 0.62MPa [gage]における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作（流路面積 50%開）にて原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件        運転員等操作に関する条件として、「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 <b>70 分後</b>から開始する。</p>	<p>原子炉注水<b>流量</b>は 230m<sup>3</sup>/h（一定）を用いるものとし、原子炉水位 L0 まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 50m<sup>3</sup>/h）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</b>で実施する。        （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、常設低圧代替注水系 2 台を使用するものとし、事象初期の原子炉注水実施時の格納容器スプレイ流量は、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として 130m<sup>3</sup>/h（一定）を用いるものとする。また、465kPa [gage] 到達時の格納容器スプレイ流量は、<b>サブプレッション・プール水位の上昇による格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器除熱操作開始を早め、格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 放出量を厳しく評価する観点から、運転手順における調整範囲の上限である 130m<sup>3</sup>/h（一定）を用いるものとする。</b>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</b>で実施する。        （添付資料 3.1.2.3）</p> <p>(f) 格納容器下部注水系（常設）        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<b>ペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。</b></p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置  <b>格納容器圧力逃がし装置第二弁を全開とし、格納容器圧力が 310kPa [gage] において 13.4kg/s の排気流量にて格納容器減圧及び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 分後から開始する。また、代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器減圧及び除熱操作ができないこと及び原子炉水位 L0 まで回復したことを確認した場合、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整し、格納容器冷却を停止する。</b></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、運転手順における調整範囲（圧力抑制に必要な流量の範囲（102m<sup>3</sup>/h～130m<sup>3</sup>/h）のうち、ベント時間が早くなる観点から、130m<sup>3</sup>/h を設定している。</p> <p>設備設計及び運用の違い（1Pd 基準か 2Pd 基準かについては設計メーカーの違いにも起因している）</p> <p>排気流量は、設計上、定格出力の 1%（事故後約 3 時間後）の崩壊熱を排出できる設計としており、有効性評価における格納容器ベント時間（事故後約 19 時間）に対して十分裕度がある</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>(a)の操作分類        「事象発生直後の中央制御室では 10 分間の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認 10 分+操作時間とする。」</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 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) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇（約2m）を考慮し、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</p> <p>(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%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、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。        Cs-137の放出量(Bq) = f_Cs × Bq_Cs-137 × (1/DF)        f_Cs = f_CsOH + (M_I / M_Cs) × (W_Cs / W_I) × (f_CsI - f_CsOH)        f_Cs：原子炉格納容器からのセシウムの放出割合        f_CsI：原子炉格納容器からのCsIの放出割合</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、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。また、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した以降は、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しない。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱は、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m到達から5分後に実施する。</p> <p>(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. 炉内に蓄積されている核分裂生成物は、事象進展に応じて、格納容器内に放出されるものとする。セシウムの格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方が、代表的なソースタームに関する報告書であるNUREG-1465より大きく算出する。</p>	<p>東海第二では原子炉注水前に代替格納容器スプレイを実施するため、190℃到達のスプレイを実施しない。</p> <p>(b)の操作分類        「パラメータ変化が緩やかで対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。」        東海第二では、MCRからの遠隔操作に失敗した場合でも0.62MPa[gage]到達を防止するため、現場操作による第二弁開に必要な時間を踏まえて、NWL+6.5を格納容器圧力逃がし操作による格納容器減圧及び除熱操作の実施基準としている。</p> <p>(c)の操作分類        「操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間を考慮する。」</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>東海第二では評価の詳細を添付資料3.1.3.4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>(MAAP コードでの評価値)            f_CsOH：原子炉格納容器からのCsOHの放出割合            (MAAP コードでの評価値)            M_I：よう素の初期重量 (kg)            M_Cs：セシウムの初期重量 (kg)            W_I：よう素の分子量 (kg/kmol)            W_Cs：セシウムの分子量 (kg/kmol)            Bq_Cs-137：Cs-137の炉内内蔵量 (Bq)            DF：格納容器圧力逃がし装置の除染係数</p> <p>d. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>e. 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は1,000とする。</p> <p>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。            (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。            (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。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>非常用ガス処理系は、事象発生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</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の放出量評価条件は以下のとおりとする。            (a) 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。            (b) 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。            (c) 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。            (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。            (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により原子炉建屋原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、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のフィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>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放射性物質の除去効果は考慮しないものとする。</p> <p>(添付資料3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6)</p> <p>(4) 有効性評価の結果            本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第3.1.3-4図から第3.1.3-8図に、燃料</p>	<p>記載箇所の相違</p> <p>設備設計及び運用の違い</p> <p>Cs-137放出量評価には影響ないが、よう素についても除去効果を考慮していないため放射性物質とした。</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>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</p> <p>大破断LOCA時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約0.3時間後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約0.4時間後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約0.7時間後に燃料温度は2,500K（約2,227℃）に到達する。事象発生から70分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、復水移送ポンプ2台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>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>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、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第3.1.3-10図から第3.1.3-15図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>大破断LOCA時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約4分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約9分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約27分後に燃料温度は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、炉心は冠水する。</p> <p style="text-align: right;">（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<b>上昇する</b>。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LO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LO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<b>減圧及び除熱操作（サプレッション・チェンバ側）</b>に伴うサプレッション・プール水位の上昇（約1.3m）を考慮し、サプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように、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<b>減圧及び除熱</b>を実施し、格納容器圧力及</p>	<p>崩壊熱等：ジルコニウム-水反応、金属-水反応による発熱を含む        水蒸気等：水素を含む</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>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、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</p>	<p>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減圧及び除熱を実施後、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圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サプレッション・チェンバ側）の実施により低下する。なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サプレッション・チェンバ側）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、ベント管真空破壊装置による真空破壊機能及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サプレッション・チェンバ側）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減圧及び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高値は約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圧力が最高となる事象発生約18時間後（最も遅く最高値に到達する時間）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2%未満であるため、その影響は無視し得る程度である（水素及び酸素の総発生量に対する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約4%）。</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減圧及び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、このときの格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約137℃であり、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>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</p>	<p>東海第二ではベント管真空破壊装置及びベントラインの水没に対する影響を改めて記載している。</p> <p>ベント放出量を多く見積もる観点で、「漏えいを考慮しない解析におけるベント放出量」を評価していることを</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>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>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>なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、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放出量は、約<math>1.3 \times 10^{-4}</math>TBq（30日間）及び<math>1.5 \times 10^{-4}</math>TBq（100日間）であり、ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約4.1TBq（30日間）及び約4.1TBq（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19TBq（30日間）及び約20TBq（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。</p> <p>（添付資料3.1.3.4、3.1.3.5、3.1.3.6）</p> <p>第3.1.3-4図及び第3.1.3-6図に示すとおり、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3.1.3-14図に示すとおり、約19時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+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減圧及び除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認した。</p> <p>（添付資料3.1.3.7）</p>	<p>記載（KKも方法は同じ）</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合と同様の記載を追加</p> <p>代替循環冷却系を使用する場合と同様の記載を追加</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>7.2.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄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、<b>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</b>として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本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 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>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</p>	<p>3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲としては、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用できない場合）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<b>非凝縮性ガス</b>が蓄積することが特徴である。よって、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<b>事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作</b>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、<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、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サプレッション・チェンバ側）</b>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 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、<b>炉心溶融開始時間</b>に与える影響は小さいことを確認している。<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、大破断 LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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、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、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。</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</p>	<p>東海第二では<b>長期・短期に因らず事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作については記載している。</b></p> <p>東二では、<b>大破断 LOCA + 高圧・低圧注水機能喪失 + 炉心損傷を判断した場合に、代替格納容器スプレイと原子炉注水を同時に行う。（高圧・低圧注水機能喪失のみの場合は、炉心損傷防止対策の T Q U V のように代替原子炉注水のみを行う）</b></p> <p>燃料被覆管温度等：被覆管酸化割合を含む</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>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、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かと推定される。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</p>	<p>炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が大きく、解析コードSAFER に対して保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。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、大破断LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに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を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、気液界面の熱伝達並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析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、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、リロケーションを起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなるかと推定さ</p>	<p>MAAPコード内では、リロケーションモデルにおいて炉心の損傷状態を評価しているわけではないため、当該項目に記載すべき項目としてリロケーションのままとした。</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>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。本評価事故シナリオでは、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、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>れる。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはABCove 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シナリオでは、炉心損傷後の格納容器内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.1.3.8)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性が確認されている。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 の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わら</p>	<p>備 考</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器</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。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られられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとされており、その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順(原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>ないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動及び炉心損傷後の格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは、ABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることが確認されている。したがって、大気中へのCs-137の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>(添付資料3.1.3.8)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.3-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等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られられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は燃焼度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には、解析条件で設定している崩壊熱と同等以下となる。燃焼度33GWd/tの場合は、解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。また、燃焼度33GWd/t未満の場合は、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並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作(サブプレッション・チェンバ側)を実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作</p>	<p>圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：Cs放出量</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>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>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。熔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>機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（130m<sup>3</sup>/h 一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（102m<sup>3</sup>/h～130m<sup>3</sup>/h）となる。最確条件とした場合、サプレッション・プール水位の上昇が緩和されることから、サプレッション・プール水位を操作開始の起点とする格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器減圧及び除熱操作（サプレッション・チェンバ側）の開始時間が遅くなり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</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>ゆらぎ：当該パラメータが運転上とりうる幅として記載している</p> <p>E-LOCAでは、注水配管の破断も仮定していることから、操作手順としてはスプレイのみを記載している。</p> <p>ベント時間に対する影響も記載した</p> <p>東海第二では代替格納容器スプレイ冷却系（常設）流量の不確かさを記載</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>(添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は燃焼度 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と同等以下となる。燃焼度 33GWd/t の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、燃焼度 33GWd/t 未満の場合は、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（常設）及び格納容器圧力逃がし装置により抑制されることから、評価項目と</p>	<p>評価項目となるパラメータ：格納容器</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>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>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°C 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>機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（130m<sup>3</sup>/h 一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（102m<sup>3</sup>/h～130m<sup>3</sup>/h）となる。最確条件とした場合でも、スプレイ流量は、格納容器圧力の上昇を抑制可能な範囲で調整し、また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の停止後に格納容器最高使用圧力に到達した時点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）を実施する運転員等操作に変わりはなく、格納容器圧力の最高値はおおむね格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）の圧力で決定されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</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、格納容器圧力の最高値は格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）時のピーク圧力であり、操作後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.8）</p>	<p>圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>ベント時間に対する影響も記載した</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>東海第二では代替格納容器スプレイ冷却系（常設）流量の不確かさを記載</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度、Cs 放出量</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</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</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>が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 70 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、有効性評価では2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系(常設)は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系(常設)は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃超過を確認した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は 190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、実態の操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、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</p>	<p>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操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 25 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、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L0まで回復した場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量に変更するとともに、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</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、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅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減圧及び除熱操作（サブレーション・チェンバ側）は、解析上の操作開始時間として、サブレーション・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圧力逃がし装置による格納容器</p>	<p>対応手順の相違</p> <p>解析上の想定時間を設定している</p> <p>表現を修正（操作開始の起点である格納容器圧力の上昇が緩慢であり、継続監視していることから速やかに実施可能）</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>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        操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(70分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。また、原子炉注水操作は、代替格納容器スプレイとの切替え操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(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。</p>	<p>減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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、事象発生約19時間後である。また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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3.1.3.8)</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、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力465kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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>(添付資料3.1.3.8)</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</p>	<p>備 考</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>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度</p> <p>評価項目となるパラメータ：格納容器圧力・温度、Cs放出量</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>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</p>	<p>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交流電源設備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、事象発生から<b>50分後（操作開始時間の25分の遅れ）</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低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）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、操作開始までの時間は事象発生から約3.9時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、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減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）については、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・チェンバ側）開始までの時間は事象発生から約19時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.1.3.8, 3.1.3.9)</p> <p>(4) まとめ          解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価          (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）」の重大事故等対策に必要な<b>災害対策要員（初動）</b>は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり<b>21名</b>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>必要な参集要員：タンクローリによる</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（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>72名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は20名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>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</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約7,400m<sup>3</sup>の水が必要となる。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</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。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる。（6号及び7号炉合計約547kL）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>結果」で説明している災害対策要員（初動）の39名で対処可能である。</p> <p>また、必要な参集要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり5名であり、参集要員の72名に含まれることから対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、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。</p> <p>水源として、代替淡水貯槽に4,300m<sup>3</sup>及び西側淡水貯水設備に4,300m<sup>3</sup>、合計8,600m<sup>3</sup>の水を保有しており、可搬型代替注水中型ポンプを用いて、西側淡水貯水設備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日間の対応が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.1.3.10）</p> <p>b. 燃 料</p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、事象発生直後から7日間の常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の運転を想定すると、約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約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（常設代替高圧電源装置5台）による7日間の電源供給の継続が可能である。</p> <p>西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ（1台）による代替淡水貯槽への補給について、事象発生直後から7日間の可搬型代替注水中型ポンプ（1台）の運転を想定すると、約6.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約210kLの軽油を保有していることから、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ（1台）による7日間の代替淡水貯槽への補給の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後から7日間の緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクに約75kLの軽油を保有していることから、</p>	<p>燃料給油操作（2名）、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作（現場での第二弁操作）を行うための重大事故等対応要員（3名）</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>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、6号炉で約1,104kW、7号炉で約1,071kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が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>7.2.1.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や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>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>緊急時対策所用発電機による7日間の電源供給の継続が可能である。        （添付資料3.1.3.11）</p> <p>c. 電 源</p> <p>重大事故等対策時に必要な負荷は約2,653kWであるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は5,520kWであることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。なお必要な負荷には、有効性評価で期待しないが電源供給される不要な負荷も含まれている。</p> <p>緊急時対策所用発電機については、必要負荷に対しての電源供給が可能である。        （添付資料3.1.3.12）</p> <p>3.1.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や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が蓄積することによって、格納容器圧力及び温度が<b>上昇し</b>、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<b>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</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手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器<b>減圧及び除熱手段を整備している。</b></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、<b>多重化設計とする代替循環冷却系のさらなる後段の対策であり、重大事故時に事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが</b>、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</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<b>減圧及び除熱を実施することで、格納容器冷却、減圧及び除熱が可能である。</b></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>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</p>	<p>東海第二における代替循環冷却系が使用できない場合の評価の位置付けを記載</p> <p>ジルコニウム-水反応等：水の放射線分解、金属-水反応を含む</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））

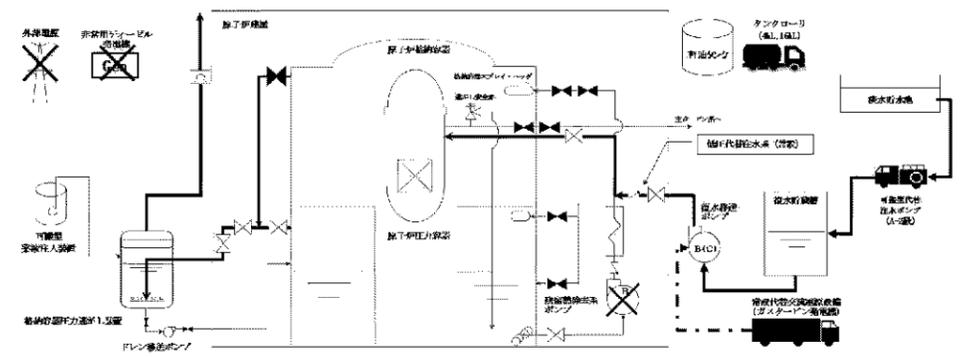
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。</p> <p>また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>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，災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，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減圧及び除熱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)

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できない場合) (1/2) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水, 代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)</p>	
<p>※低圧代替注水系 (常設) と代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p>	<p>第 3.1.3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図 (代替循環冷却系を使用できない場合) (2/2) (低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱段階)</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>		

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>第7.2.1.3-3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）（3/3）      （原子炉注水及び原子炉格納容器除熱）</p>		

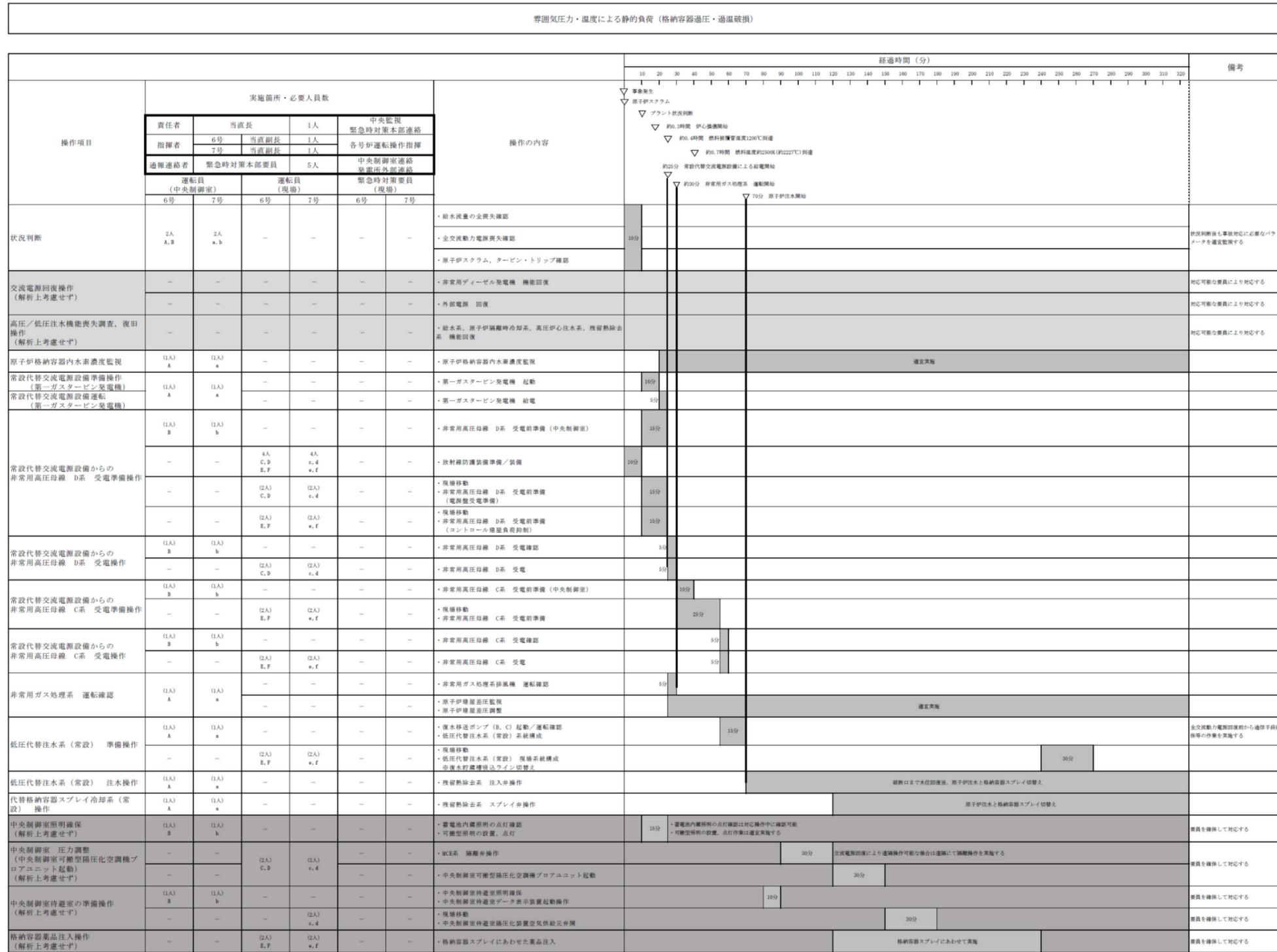




赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

備考



第 7.2.1.3-5 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できない場合)					
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は操作後に移動してきた要員			経過時間 (分)	備考
	責任者	当直発電員	中央監視運転操作指揮		
操作の内容	当直副発電員 1人	1人	運転操作指揮補佐	事象発生 原子炉スクラム 約4分 炉心損傷開始 (燃料被覆管温度 1,000K 到達) 約9分 燃料被覆管温度 1,200℃到達 プラント状況判断 25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 約27分 炉心溶融開始 (燃料温度 2,500K 到達) 65分 原子炉水位 L.0 到達判断 2時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動による負圧達成	
状況判断	2人 A, B	-	-	10分	
早期の電源回復不能の確認	[1人] A	-	-	1分	
	[1人] B	-	-	2分	
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b		適宜実施
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	-	-	4分	
常設低圧代替注水系統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統 (常設) の起動操作	[1人] B	-	-	4分	
	[1人] A	-	-	2分	
常設低圧代替注水系統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統 (常設) による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	[1人] A	-	-	3分	
常設低圧代替注水系統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統 (常設) による原子炉注水の流量調整操作	[1人] A	-	-	6分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視
常設低圧代替注水系統ポンプを用いた格納容器下部注水系統 (常設) によるベダスタル (ドライウェル部) 水位の確保操作	[1人] A	-	-	4分	流量調整後 (崩壊熱相当)、適宜状態監視
				20分	水位確保後、適宜状態監視
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	[1人] A	-	-	8分	適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視
サブプレッション・プール水pH制御装置による薬液注入操作	[1人] A	-	-	15分	
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	-	-	35分	
	-	2人 C, D	-	75分	
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	-	-	8分	
				5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	-	-	6分	起動操作実施後、適宜状態監視
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	[1人] B	-	-	2分	ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視

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できない場合) (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)																											
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 (設備)			2	4	6	8	12	16	20	24	28	32		36	40	44						
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																					
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・既設熱源去水 注入非操作	運転員まで水位回復後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																			
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・既設熱源去水 スプレイ非操作	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施																			
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉建屋負圧監視 ・原子炉建屋負圧調整	運転員																			
原子炉ウエル注水 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉ウエル注水	上記ドメイン内管内空気温度低下を確保 業務による水位低下を考慮して定期的に注水																			
	-	-	-	-	2人	2人	・放射線防護準備/装備 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉ウエルへの注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続)	10分																			
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉ウエルへの注水	120分	格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する																		
代替原子炉補機冷却系 準備操作 (解析上考慮せず)	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・既機移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系接続	30分	格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する																		
	-	-	-	-	13人 (参加)	13人 (参加)	・放射線防護準備/装備 ・既機移動 ・設備材料搬送及びホース敷設、移動及び注水準備	10分																			
代替原子炉補機冷却系 運転 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	(3人)	(3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	10時間	格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する																		
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による使用済燃料プールへの補助	120分	格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する																		
使用済燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による使用済燃料プールへの補助	120分	格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する																		
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系再起動	30分	格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する																		
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補助	-	-	-	-	6人	6人	・放射線防護準備/装備 ・既機移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続、ホース水張り)	10分																			
	-	-	-	-	(4人)、※1	(4人)、※1	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への補助	360分	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機時間は作業エリアの放射線量測定値となる																		
給油準備	-	-	-	-	※1	※1	・軽油タンクからタンクローリー (10kL) への補助	120分	タンクローリー (10kL) 作業に応じて適宜軽油タンクから補助																		
給油作業	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施	格納容器ベント前にガスタービン発電機用燃料タンクが損傷しないように給油する																		
中央制御室待避室の隔圧化 (解析上考慮せず)	-	-	-	(2人) c, d	-	-	・中央制御室待避室隔圧化装置空気供給作業 ・中央制御室待避室隔圧調整	10分	格納容器ベント実施の30分前または格納容器ベント操作に運転員が現場への移動を開始した際に実施する 中央制御室待避室隔圧化操作完了後、格納容器ベント操作要員は待避室へ移動する																		
	-	-	-	(2人) c, d	-	-	・中央制御室待避室隔圧調整 ・中央制御室待避室隔圧調整	適宜実施	中央制御室待避室が隔圧化されていること確認により継続する。必要に応じて密閉調整等により隔圧調整を実施する																		
格納容器ベント準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・格納容器ベント準備 (格納容器二次隔離非操作、バックダリ構成、非常用ガス処理系停止)	60分																			
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・放射線防護準備/装備 ・格納容器ベント準備 (バックダリ構成)	10分																			
	-	-	-	-	2人 (参加) ※2	2人 (参加) ※3	・フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水張り)	40分	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する																		
格納容器ベント操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・格納容器ベント状態監視	適宜実施	待機室へ待機し格納容器ベント状態を監視する																		
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離非操作)	60分	格納容器ベント操作待機室へ待機する																		
給油準備	(1人) B	(1人) b	-	-	8人、※2 (参加)	8人、※3 (参加)	・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置水位補助 ・ドレン移送ライン装置パージ	10分																			
	-	-	-	-	2人	2人	・放射線防護準備/装備 ・軽油タンクからタンクローリー (4kL) への補助	140分	タンクローリー (4kL) 作業に応じて適宜軽油タンクから補助																		
給油作業	-	-	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) への給油	適宜実施	格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待機中に燃料が損傷しないように補助する 待機時間は作業エリアの放射線量測定値となる																		
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 c, d, e, f	8人 ※ (参加要員20人)	8人 ※ (参加要員20人)																					

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 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））

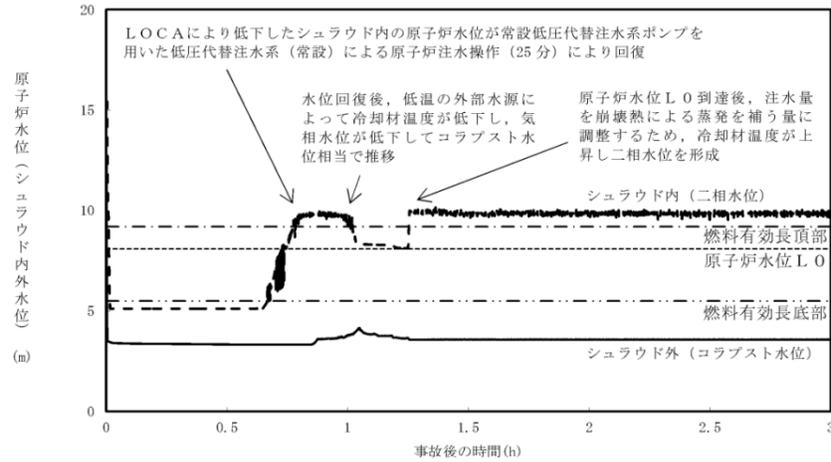
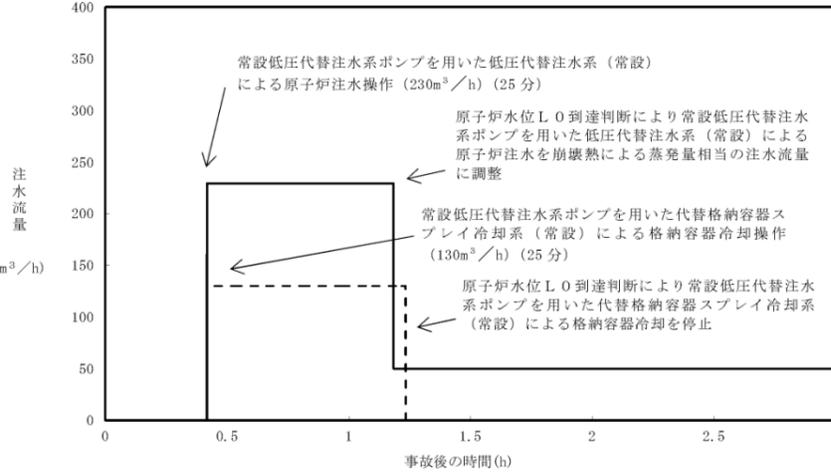
東海第二発電所				備考	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）					
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は動作後移動してきた要員			経過時間（時間）	備考
	当直運転員 （中央制御室）	当直運転員 （現場）	重大事故等対応要員 （現場）		
				約 3.9 時間 格納容器圧力 465kPa [gage] 到達 約 16 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+5.5m 到達 約 19 時間 サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達 約 42.6 時間 代替淡水貯槽残量 1,000m <sup>3</sup> 到達	
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系（常設））	【1人】A	-	-	流量調整後（崩壊熱相当）、適宜状態監視	解析上では、事象発生12時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で流量調整を実施する
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	【1人】A	-	-	間欠スプレイにより格納容器圧力を 400kPa [gage] から 465kPa [gage] の間に維持	解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし、並行した操作を極力減らすこととする
格納容器圧力過剰装置による格納容器減圧及び除熱の準備操作	【1人】A	-	-	●格納容器圧力過剰装置による格納容器減圧及び除熱の準備操作（中央制御室での第一弁操作）	5分
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●第一弁現場操作場所への移動 ●格納容器圧力過剰装置による格納容器減圧及び除熱の準備操作（現場での第一弁操作）	125分
	1人 副発電長	【3人】C, D, E	-	●緊急時対策所への退避	35分
中央制御室待避室の準備操作	【1人】B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作 ●可搬型照明（LSA）の設置 ●データ表示装置（待避室）の起動操作 ●衛星電話設置（可搬型）（待避室）の設置	20分 15分 15分 5分
	【1人】A	-	-	●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操作 ●格納容器圧力過剰装置による格納容器減圧及び除熱操作（中央制御室での第二弁操作） ●格納容器過剰装置による格納容器減圧及び除熱操作実施後の状態監視	3分 2分
	-	-	【3人】（参集）	●第二弁操作家の正圧化操作 ●格納容器過剰装置による格納容器減圧及び除熱操作（現場での第二弁操作） ●第二弁操作家への退避 ●緊急時対策所への退避	10分 30分 240分 45分
格納容器圧力過剰装置による格納容器減圧及び除熱操作（サブプレッション・プール側）	【1人】B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5分
	1人+【2人】発電長, A, B	-	-	●中央制御室待避室内への退避	300分
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】A	-	-	●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 ●緊急用海水系による海水注水の系統構成操作及び起動操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施 20分 15分
	-	-	8人 c~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分
可搬型代替注水中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	-	-	【8人】c~j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	180分
西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作	-	-	【2人】c, d	●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水源補給操作	適宜実施
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人（参集）	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	90分 適宜実施
	2人 A, B	3人 C, D, E	10人 a~j 及び参集 5人		

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

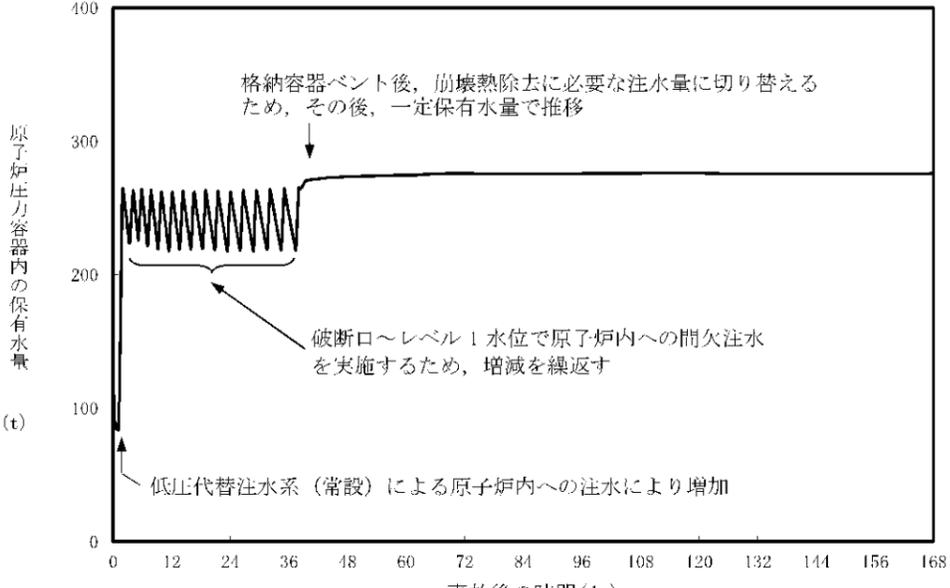
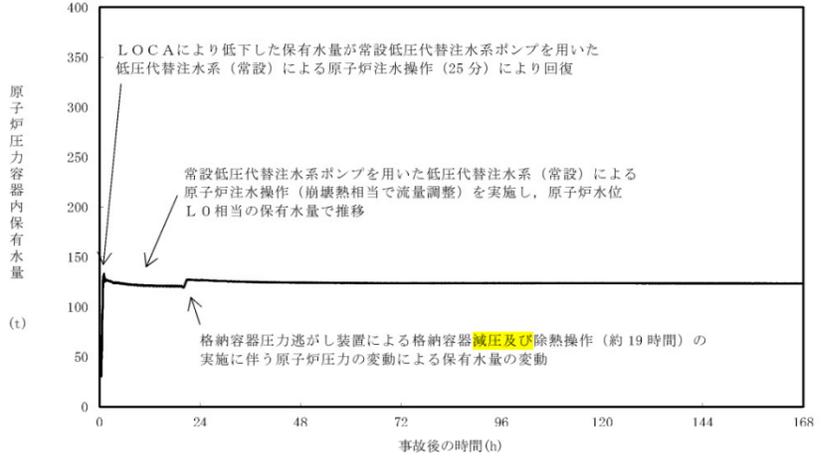
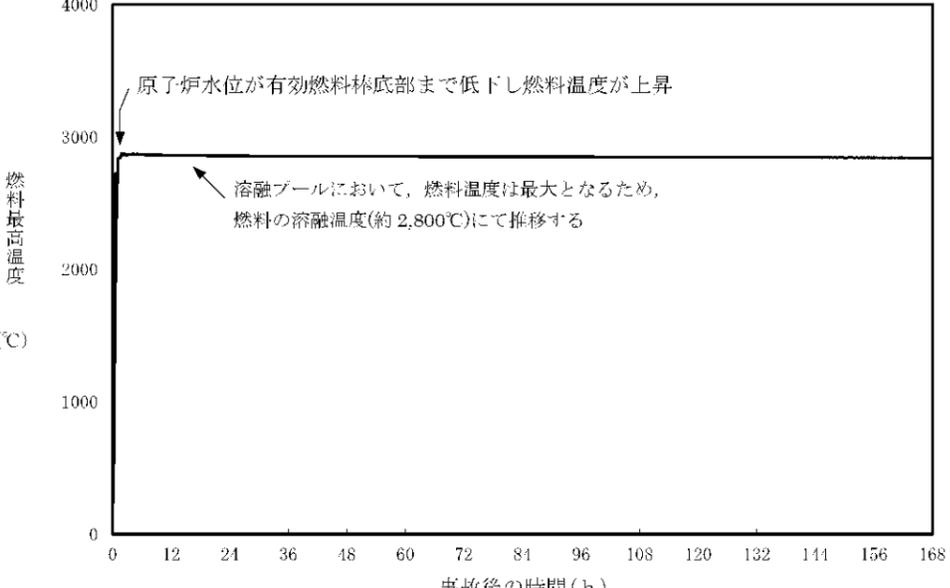
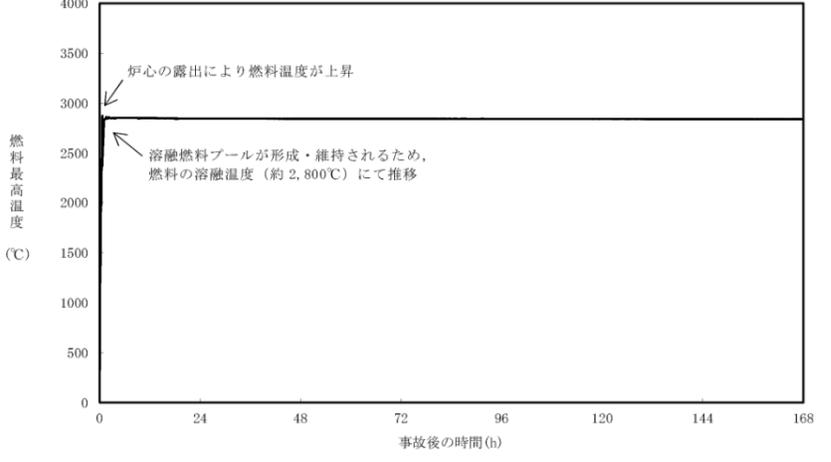
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
<p>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>格納容器ベントにより原子炉減圧が生じシュラウド内水位が上昇</p> <p>シュラウド内水位</p> <p>シュラウド外水位</p> <p>破断口高さ</p> <p>レベル1</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>有効燃料棒底部</p> <p>冠水後は、原子炉注水量を <math>90\text{m}^3/\text{h}</math> に低減し、破断口～レベル1水位で原子炉内への間欠注水を実施</p> <p>格納容器ベント後、原子炉注水を崩壊熱除去に必要な量に低減するため破断口高さで一定となる</p> <p>低圧代替注水系 (常設) による原子炉内への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>格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作 (約19時間) の実施に伴い、原子炉圧力が低下しシュラウド内水位が上昇</p> <p>シュラウド内 (二相水位)</p> <p>燃料有効長頂部</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 (コラプスト水位)</p>	
<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>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) 最大流量)</p> <p>冠水後は、原子炉注水量を <math>90\text{m}^3/\text{h}</math> に低減</p> <p>代替格納容器スプレーは原子炉注水停止時に <math>140\text{m}^3/\text{h}</math> 注水</p> <p>格納容器ベント後は、崩壊熱除去に必要な注水量を原子炉へ注水</p> <p><math>25\text{m}^3/\text{h}</math></p> <p><math>20\text{m}^3/\text{h}</math></p> <p><math>15\text{m}^3/\text{h}</math></p>	<p>注水流量 (<math>\text{m}^3/\text{h}</math>)</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 (<math>230\text{m}^3/\text{h}</math>) (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ー冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (<math>130\text{m}^3/\text{h}</math>) (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ー冷却系 (常設) による格納容器冷却操作 (<math>130\text{m}^3/\text{h}</math>) (約3.9時間)</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 (崩壊熱相当で流量調整)</p>	
<p>第 7.2.1.3-7 図 注水流量の推移</p>	<p>第 3.1.3-5 図 注水流量の推移</p> <p>3.1.3-42</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 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)</p>	
	 <p>第 3.1.3-7 図 注水流量の推移 (~3 時間)</p> <p>3.1.3-43</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. 3-8 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. 3-44</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. 3-45</p>	

柏崎刈羽発電所 6 / 7号機	東海第二発電所	備考
	<p>第 3.1.3-12 図 格納容器圧力の推移 (～3 時間)</p>	
	<p>第 3.1.3-13 図 格納容器雰囲気温度の推移 (～3 時間)</p>	

3.1.3-46

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・プール水温度の推移</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
<p>格納容器ベントにより原子炉減圧が生じ、シュラウド内水位が上昇</p> <p>シュラウド内水位</p> <p>シュラウド外水位</p> <p>破断口高さ</p> <p>原子炉水位(レベル1)</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>有効燃料棒底部</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 水位で原子炉内への間欠注水を実施</p> <p>事象発生後から 90 分後に低圧代替注水系 (常設) による原子炉内への注水により水位回復</p> <p>損傷炉心は炉心位置に保持 (溶融炉心の下部プレナムへの移行は発生しない)</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 (50 分) により回復</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作 (約 21 時間) の実施に伴い、原子炉圧力が低下しシュラウド内水位が上昇</p> <p>シュラウド内 (二相水位)</p> <p>燃料有効長頂部</p> <p>原子炉水位 L0</p> <p>燃料有効長底部</p> <p>シュラウド外 (コラプスト水位)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	
<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 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	
<p>格納容器ベント (約 38 時間) による圧力低下</p> <p>最大圧力約 0.62MPa [gage]</p> <p>原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage]</p> <p>ドライウエル</p> <p>サブプレッション・チェンバ</p> <p>格納容器スプレイ作動に伴う圧力変化、格納容器スプレイは原子炉注水 (レベル 1～破断口にて制御) 以外で実施</p> <p>格納容器スプレイ (約 2.3 時間後)</p> <p>残留熱除去系配管破断により原子炉内から流出する蒸気による格納容器圧力上昇</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントにより、ドライウエルに比べて圧力低下が早い</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>LOCA破断口からの蒸気流出に伴い格納容器圧力が上昇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操作 (50 分) を実施し格納容器圧力の上昇を抑制</p> <p>0.62MPa [gage]</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 (約 5.1 時間) に伴う圧力変化</p> <p>最高圧力 約 0.47MPa [gage] (約 5.1 時間)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作 (約 21 時間) の実施に伴う格納容器圧力の低下</p> <p>格納容器圧力低下後、サブプレッション・プールの沸騰に伴い、一時的に圧力上昇するが、崩壊熱の減少により徐々に圧力低下</p> <p>ベント管の水没長さ分の水頭圧によるドライウエルとサブプレッション・チェンバの圧力差</p> <p>事故後の時間 (h)</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 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の格納容器圧力の推移</p> <p>3.1.3-48</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 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合の格納容器雰囲気温度の推移</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)

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	可搬型設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交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】 【高圧炉心注水系統系統流量】 【燃料冷却系系統流量】
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発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。 ドラウワエルの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 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 復水貯蔵槽水位 (SA) ドラウワエルの雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備 (設計基準並版)

第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用できない場合) (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、再循環系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 [gage] 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>	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* 原子炉圧力 (SA) M/C 2C 電圧* M/C 2D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドラウワエルの圧力 サブレンジョン・チェンバの圧力 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>	-	-	原子炉隔離時冷却系系統流量*
炉心損傷の確認	<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の線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の 10 倍以上となった場合とする。</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)
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>以上より、早期の電源回復不能を確認する。</li> </ul>	-	-	-

3.1.3-50

\* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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)

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応設備		
		常設設備	可搬型設備	
代替格納容器スポンジ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 100℃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、代替格納容器スブレイ冷却系 (常設) により原子炉格納容器冷却を実施する。 推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ブレイを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントトライトイン1m を超えないように格納容器スブレイを停止する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (4-2 級) タンクローリー (4tL, 16tL)	計装設備 ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 復水補給水流量 (RRR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) サブプレッション・チェンバ・プール水位
格納容器止力逃がし装置による原子炉格納容器加熱	格納容器止力逃がし装置が動作した場合、格納容器止力逃がし装置による原子炉格納容器加熱を実施する。	格納容器止力逃がし装置	-	計装設備 格納容器内圧力 (D/W) サブプレッション・チェンバ・プール水位 燃料タ装置水位 燃料タ装置入口圧力 燃料タ装置出口圧力 燃料タ装置入口圧力 燃料タ装置出口圧力

【 】：重大事故等対応設備 (設計基準仕様)

東海第二発電所

第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用できない場合) (2/5)

操作及び確認	手順	重大事故等対応設備		
		常設設備	可搬型設備	
常設代替格納容器スポンジ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	<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) を受電する。</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弁の閉止操作を実施し、常設代替格納容器スポンジ冷却系 (常設) による格納容器冷却を実施する。</li> <li>代替格納容器スブレイ冷却系 (常設) による原子炉注水を開始した後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替格納容器スポンジ冷却系 (常設) による原子炉注水を開始した後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用 M/C 電圧</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>計装設備</li> </ul>
格納容器止力逃がし装置による原子炉格納容器加熱	<ul style="list-style-type: none"> <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>原子炉水位 L0 まで冠水した後は、常設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し、常設代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スブレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却を停止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替格納容器スポンジ冷却系 (常設) による原子炉注水を開始した後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急用 M/C 電圧</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>計装設備</li> </ul>

3.1.3-51

\* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対応設備に位置付けるもの

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)

柏崎刈羽発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考																																	
	<p style="text-align: center;">第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用できない場合) (3/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <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>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電源確保操作対応</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の機能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、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul> </td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替注水中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</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul> </td> <td style="background-color: #ffff00;">西側淡水貯水設備</td> <td>可搬型代替注水中型ポンプ</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>常設代替注水中型ポンプによる非常用母線の受電操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul> </td> <td style="background-color: #ffff00;">常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</td> <td>—</td> <td>M/C 2C電圧* M/C 2D電圧*</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul> </td> <td style="background-color: #ffff00;">常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>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</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul> </td> <td>中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系* ほう酸水注入系*</td> <td>—</td> <td>ほう酸水注入ポンプ吐出圧力*</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">3.1.3-52</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	計装設備	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機能回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の機能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、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	—	—	—	可搬型代替注水中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>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	—	常設代替注水中型ポンプによる非常用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	—	M/C 2C電圧* M/C 2D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>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	—	—	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>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系* ほう酸水注入系*	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力*	<p style="text-align: center;">□：有効性評価上考慮しない操作</p> <p style="text-align: center;">* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの</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	計装設備																															
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機能回復操作を実施する。</li> <li>外部電源の機能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、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	—	—	—																															
可搬型代替注水中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>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	—																															
常設代替注水中型ポンプによる非常用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	—	M/C 2C電圧* M/C 2D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>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。	—	—																															
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>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> <li>常設代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</li> </ul>	中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系* ほう酸水注入系*	—	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力*																															

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3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用できない場合) (4/5)

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
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位LO到達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を停止した後、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) によるベデスタル (ドライウエル部) への注水を実施する。</li> <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) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作を実施後、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する。</li> <li>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系	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 代替格納容器貯槽水位	計装設備 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 代替格納容器貯槽水位
サブプレッショナル・プールのpH制御装置による薬液注入操作	<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、中央制御室からの遠隔操作によりサブプレッショナル・プールのpH制御装置 (自主対策設備) による薬液注入を行う。</li> <li>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ブプレッショナル・プールのpH制御装置 (自主対策設備) による薬液注入を行う。</li> </ul>	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
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>格納容器圧力が465kPa [gage] に到達したことを確認した場合、中央制御室からの遠隔操作により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> <li>格納容器圧力を465kPa [gage] と400kPa [gage] の間で制御する。</li> <li>格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作に伴うサブプレッショナル・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッショナル・プール水位がベントライン下端を超えないように格納容器スプレイを停止する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系	常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系 常設代替格納容器スプレイ冷却系	サプレッショナル・プール水位 ドライウエル圧力 サプレッショナル・チェンバースプレイ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 代替格納容器貯槽水位

■：有効性評価上考慮しない操作  
 \* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用できない場合) (5/5)

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
格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作 (サブレーション・チェンバール)	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブレーション・プール水位が通常水位+5.5m に到達後、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による格納容器減圧及び除熱の準備を開始する。</li> <li>サブレーション・プール水位が通常水位+6.5m に到達後、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による格納容器減圧及び除熱を開始する。</li> </ul>	格納容器圧力逃がし装置	-	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・チェンバール 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールの注水及び冷却を実施する。</li> </ul>	-	-	-
可搬型代替注水中型ポンプを用いた水源補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備から代替淡水貯槽へ水源補給操作を実施する。</li> </ul>	代替淡水貯槽 西側淡水貯水設備	可搬型代替注水中型ポンプ	代替淡水貯槽水位
タンクローリによる燃料給油操作	<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代替注水中型ポンプに燃料給油を実施する。</li> </ul>	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  
 \* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

3.1.3-54

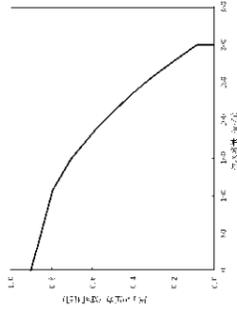
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽発電所 6 / 7 号機		東海第二発電所		備考
第 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	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	—	
原子炉熱出力	3,926MWt	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 (セパレーターから+119cm)	通常運転水位 (セパレーターから+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>	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>	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 (ドライウエール-サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウエール-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限值として設定	
格納容器圧力	5.2kPa [gage]	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℃	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℃)	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	
第 3.1.3-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用できない場合) (1/5)				
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 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gage]	6.93MPa [gage]	定格圧力を設定	
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーターから+126cm)	通常運転水位 (セパレーターから+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 (通常運転時においてサイクル末期の炉心平均燃焼度が 33GWd/t 以下となるよう燃料を配置する。)	
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 (サブプレッション・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>	サブプレッション・プールの圧力抑制効果が小さくなる少なる量の水量として、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)				
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	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	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定		
	水素ガスの発生	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できない場合) (2/5)				
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差圧 3.45kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	設計値を設定		
	外部水源の温度 35℃	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 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、年間の気象条件変化を包含する高めの水温度を設定		
	ベデスタタル (ドライウエル部) のプール水 考慮しない	ベデスタタル (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、ベデスタタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない		
3.1.3-56				

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 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できない場合) (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 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウ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配管 (出口ノズル) における両端破断を設定		
安全機能の喪失に対する仮定	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		
3.1.3-57				

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 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)				
重大事故等対策に関連する操作条件		条件設定の考え方		
項目	主要解析条件	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定		
常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生 70 分後	原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定		
代替格納容器サブレイ冷却系 (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圧力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			

東海第二発電所		備考
第 3.1.3-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用できない場合) (4/5)		
条件設定の考え方		
項目	主要解析条件	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
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
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	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
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
低圧代替注水系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時： 230m <sup>3</sup> /h (一定) 原子炉水位 L.O 到達判断後： 崩壊熱による蒸発を補う注水量 (最大 50m <sup>3</sup> /h) に制御	
代替格納容器サブレイ冷却系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時： 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)	465kPa [Lgage] 到達時： 130m <sup>3</sup> /h (一定)	サプレッション・プールの水位の上昇が早くなり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として、運転手順の流量調整範囲 (102m <sup>3</sup> /h~130m <sup>3</sup> /h) における上限を設定
格納容器圧力逃がし装置	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベデスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウエル部) 水位の確保操作についても考慮しない
	排気流量：13.4kg/s (格納容器圧力が 310kPa [Lgage] 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

柏崎刈羽発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考						
	<p style="text-align: center;">第 3.1.3-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))                      (代替循環冷却系を使用できない場合) (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                       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減圧及び除熱操作 (サブプレッション・チェンバ (側))                 </td> <td>                     事象発生から 25 分後                                格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時                                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>                     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                                評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (620kPa [gage]) への到達防止を精まえて設定                 </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>	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操作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減圧及び除熱操作 (サブプレッション・チェンバ (側))	事象発生から 25 分後           格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時           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	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           評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (620kPa [gage]) への到達防止を精まえて設定	
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操作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減圧及び除熱操作 (サブプレッション・チェンバ (側))	事象発生から 25 分後           格納容器圧力 465kPa [gage] 到達時           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	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           評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (620kPa [gage]) への到達防止を精まえて設定						