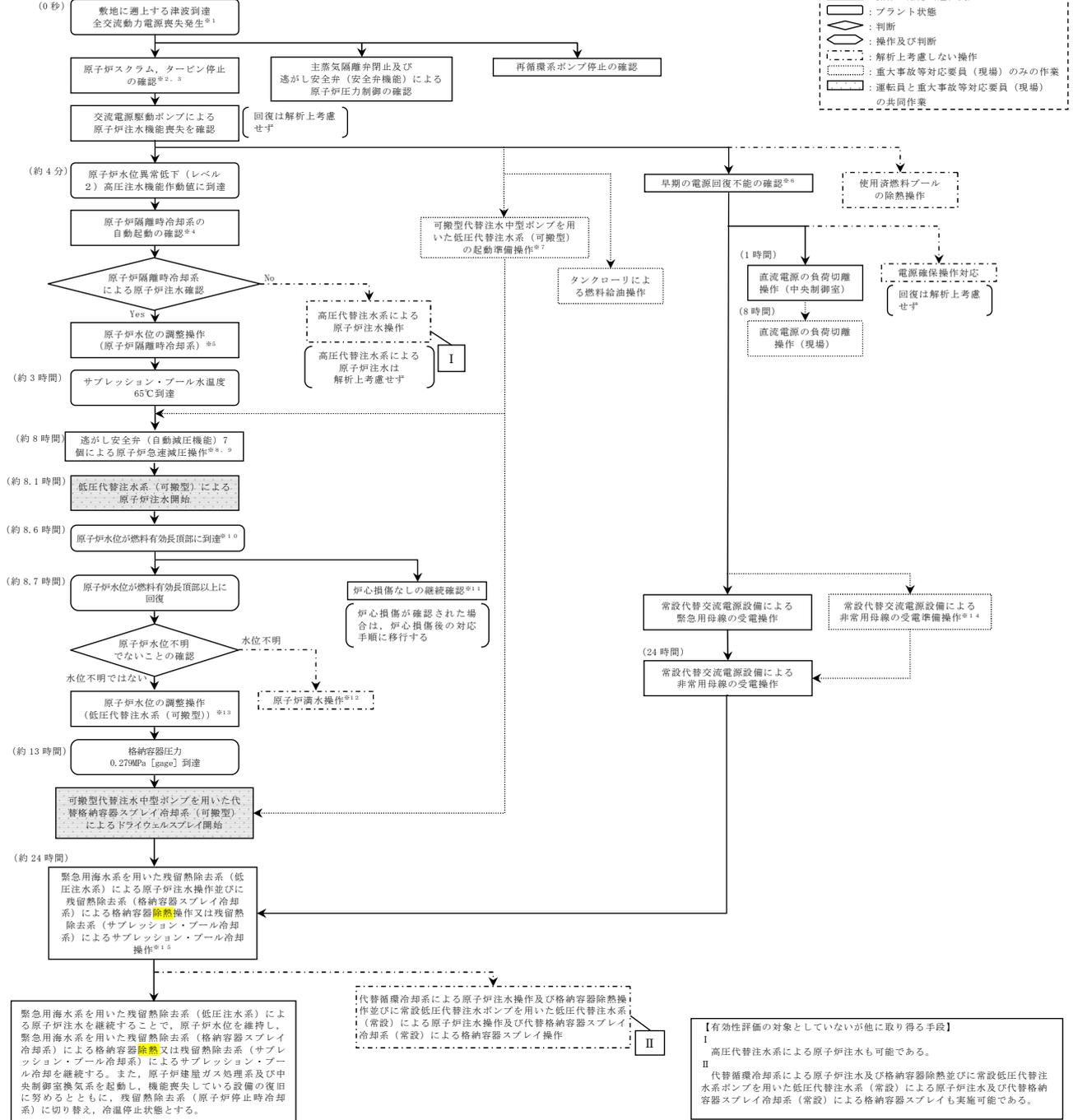


(解析上の時刻)



- ※1 敷地に遡上する津波の到達に伴い循環水ポンプが停止し復水器が使用不能となることで給水流量の全喪失が発生する。また、重要事故シーケンスにおいては、「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後R C I C停止)」との従属性を考慮して、外部電源喪失を想定し、かつ、全ての非常用ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統(6.9kV)が使用不能となった場合、全交流動力電源喪失が発生する。
- ※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※3 原子炉スクラムは、中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。なお、原子炉スクラムは、解析上、原子炉水位低下を厳しくする観点で原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、系統流量等にて確認する。
- ※5 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※6 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。
- ※7 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失を確認した場合は、速やかに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)による原子炉注水の準備を開始する。なお、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)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)には同じ可搬型代替注水中型ポンプを用いる。
- ※8 サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高圧の場合は65℃)に到達又は超過した場合は、低圧で原子炉注水可能な系統又は低圧代替注水系1系統以上で起動させた後に原子炉減圧操作を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し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)による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、評価上は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)のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※9 原子炉減圧時には原子炉水位計縦筒内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。原子炉水位不明は、以下のいずれかにより判断する。
 - ・ドライウェル型原子炉周囲温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位の計装電圧が喪失した場合
 - ・原子炉水位の指示値のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※10 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※11 炉心損傷は、以下により判断する(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)。
 - ・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倍以上となった場合
 なお、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)及び(S/C)による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器温度により判断する。
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ内の圧差を確認することで、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることを確認する。
- ※13 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)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※14 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて残留熱除去系(低圧注水系)に切り替え、原子炉水位高(レベル8)にて残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)又は残留熱除去系(サプレッション・プール冷却系)に切り替える。

第 2.8-3 図 津波浸水による最終ヒートシンク喪失の対応手順の概要

第 2.8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について (1/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装*
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位異常低下（レベル 2）信号により原子炉隔離時冷却系が自動起動し原子炉注水を開始する。これにより原子炉水位は回復し、以降原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持する。	原子炉隔離時冷却系* サブレッション・チェンバ* 125V 系蓄電池 A 系	—	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
直流電源負荷切離し	原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため、蓄電池の不要な負荷の切離しを実施し 24 時間にわたって直流電源の供給を行う。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	—	—
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備として、系統構成並びに可搬型代替注水中型ポンプの準備及びホース敷設を実施する。また、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料給油準備を実施する。	可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備完了後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個による原子炉急速減圧を実施する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系 逃がし安全弁（自動減圧機能）*	—	原子炉圧力（S A） 原子炉圧力*

※ 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 2.8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について (2/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
<p>低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水</p>	<p>原子炉急速減圧操作後に，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施する。</p>	<p>西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク</p>	<p>可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ</p>	<p>原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）</p>
<p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却</p>	<p>格納容器圧力が 0.279MPa [gage] に到達した場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。また，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を継続する。</p>	<p>西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク</p>	<p>可搬型代替注水中型ポンプ タンクローリ</p>	<p>ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）</p>
<p>緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水</p>	<p>常設代替交流電源設備による交流電源供給後，緊急用海水系を用いた残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を実施する。</p>	<p>常設代替交流電源設備 残留熱除去系（低圧注水系）* 緊急用海水系 サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク</p>	<p>—</p>	<p>原子炉圧力（S A） 原子炉圧力* 原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 残留熱除去系系統流量*</p>

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 2.8-1 表 津波浸水による最終ヒートシンク喪失における重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱	残留熱除去系（低圧注水系）により原子炉水位高（レベル 8）まで原子炉水位が回復した後、緊急用海水系を用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器除熱を実施する。	常設代替交流電源設備 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）* 緊急用海水系 サプレッション・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	—	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・プール水温度 残留熱除去系系統流量*

* 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

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 号炉	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、本格格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低压代替注水系（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，本格格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており，原子炉圧力容器破損に至ることはないが，重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p>	<p>3. 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU、TBP 及びTBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための低压代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却，また，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，格納容器内へ窒素を注入することによって，格納容器内における水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</p> <p>本格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，本格格納容器破損モードで想定される事故シーケンスに対して代替循環冷却系が使用できない場合についても，格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。</p> <p>なお，本格格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており，原子炉圧力容器破損に至ることはないが，重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。</p>	<p>青：前回比較表提出後，5/31 補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	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 時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 36 名である。必要な要員と作業項目について第 7.2.1.2-6 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28 名で対処可能である。</p> <p>※1 有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員 4 名を含めると、緊急時対策要員（現場）が 12 名、合計が 32 名になる。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</p> <p>運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>【比較のため「b.」の一部を記載】</p> <p>外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（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。</p> <p>【ここまで】</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格納容器除熱手段及び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。</p> <p>本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.1.2-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2-1 表に示す。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.1）</p> <p>本格格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名である。</p> <p>また、事象発生 2 時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2-3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、20 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、平均出力領域計装等である。</p> <p>LOCA 発生を確認する。</p> <p>LOCA 発生を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル圧力等である。</p> <p>外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至ることから、全交流動力電源喪失を確認する。また、全交流動力電源喪失に</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。</p> <p>非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。</p> <p>【比較のため「c.」記載】</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベルである。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・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>【ここまで】</p> <p>b. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備</p> <p>外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。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。</p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、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</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガ</p>	<p>より非常用炉心冷却系の安全機能の喪失を想定する。</p> <p>全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、M/C 2C 電圧等である。</p> <p>なお、対応操作は、原子炉水位、格納容器圧力等の兆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</p> <p>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。</p> <p>原子炉への注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、原子炉隔離時冷却系系統流量である。</p> <p>c. 炉心損傷確認</p> <p>大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッション・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倍以上となった場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内の pH 制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・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 style="text-align: right;">（添付資料 3.1.3.2）</p> <p>d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>ンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベルである。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・チェンバのプール水のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。</p> <p>e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉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>e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。具体的には、格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を用いて中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイと原子炉注水に分配し、それぞれ連続で格納容器冷却及び原子炉注水を実施する。</p> <p>(a) 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電</p> <p>早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。</p> <p>常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電を確認するために必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</p> <p>(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</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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等である。</p> <p>(c) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水</p> <p>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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。</p> <p>なお、大破断 LOCA により格納容器温度が上昇し、ドライウェル雰囲気温度計の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。</p> <p>水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力及びドライウェル雰囲気温度である。</p> <p>水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、直前まで把握していた原子炉水位を起点とし、原子炉注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、その差分を原子炉圧力容器水量レベル換算から原子炉水位変化量を求めることにより、推定することができる。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却</p> <p>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウェル雰囲気温度計を用いて格納容器温度が 190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力を用いて格納容器圧力が 0.465MPa[gage] 到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage] 以下となった時点で停止する。</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を繰り返し行う。</p>	<p>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>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）等である。</p> <p>なお、大破断 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、原子炉圧力（SA）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、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>サブプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、原子炉水位 L0 まで冠水した後は、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後に、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.3）</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	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>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、格納容器内圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>【比較のため「d.」の一部を記載】</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>【ここまで】</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>f. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却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。</p> <p>緊急用海水系による冷却水（海水）の確保を確認するために必要な計装設備は、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。</p> <p>g. 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、代替循環冷却系原子炉注水流量及び代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を用いて、原子炉注入弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系原子炉注水流量等であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・プール水温度等である。</p> <p>h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</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、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（SA）等である。</p> <p>i. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入</p> <p>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。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（SA）である。</p> <p>j. タンクローリによる燃料給油操作</p> <p>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECSS 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、スプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.1.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、残留熱除去系の吸込配管とする。</p>	<p>3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「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量を考慮する。</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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECSS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、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、気液界面の熱伝達及びスプレイ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。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環系配管（出口ノズル）とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.5.2)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 最大 300m³/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却 格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、140m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による原子炉注水 代替循環冷却系の運転準備において復水移送ポンプを停止する期間に、90m³/h の流量で原子炉注水を行う。</p>	<p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）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、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環系ポンプ 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 230m³/h にて原子炉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、格納容器スプレイと同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。 （添付資料 3.1.2.3）</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 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、130m³/h にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。 （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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(e) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱 代替循環冷却系の循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ約 90m³/h、格納容器スプレイへ約 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 70 分後から開始する。なお、原子炉注水は、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替循環冷却系の運転準備時に停止する。</p> <p>(c) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生約 22.5 時間後から開始する。なお、代替原子炉補機冷却系の運転操作は事象発生 20 時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量評価）の条件</p> <p>(a) 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。</p> <p>(b) 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{※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>(g) 代替循環冷却系による格納容器除熱 代替循環冷却系の循環流量は、全体で 250m³/h とし、原子炉注水へ 100m³/h、格納容器スプレイへ 150m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。</p> <p>(h) 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、熱交換器の設計性能に基づき約 14MW（サブプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において）とする。</p> <p>(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、ガス温度 30℃、純度 99vol%にて 200m³/h（窒素 198m³/h 及び酸素 2m³/h）で格納容器内に注入するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 25 分後から開始する。なお、格納容器スプレイ及び原子炉注水は、代替循環冷却系の運転開始後に停止する。</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格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生 90 分後から開始する。</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ブプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始する。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達により停止する。</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、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>	

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 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(c) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレィやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。</p> <p>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>e) 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</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 7.2.1.2-7 図から第 7.2.1.2-9 図に、燃料最高温度の推移を第 7.2.1.2-10 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 7.2.1.2-11 図から第 7.2.1.2-14 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</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>c. 格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレィやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. 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) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、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。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/d 相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインによる放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、事象発生 115 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中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2-4 図から第 3.1.2-8 図に、燃料最高温度及び燃料被覆管最高温度の推移を第 3.1.2-9 図及び第 3.1.2-10 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.2-11 図から第 3.1.2-17 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、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位 LO 以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。</p> <p>事象発生から約 22.5 時間経過した時点で、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、原子炉格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第 7.2.1.2-11 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.60MPa [gage] となり、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を超えない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 12 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下^{※3}であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>※3 格納容器圧力が最大値の約 0.60MPa [gage] を示す事象発生から約 12 時間後の原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の物質量は約 $8 \times 10^5 \text{ mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの物質量の和は約 $8 \times 10^4 \text{ mol}$ 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサブプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッション・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</p>	<p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度は上昇する。そのため、原子炉注水と同時に格納容器スプレイを実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。</p> <p>事象発生から 90 分経過した時点で、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系により、原子炉圧力容器は破断口より原子炉冷却材が流出することで溢水状態となり、格納容器は除熱効果により格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。</p> <p>また、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）に到達した時点で、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施するため格納容器圧力は上昇するが、事象発生から約 164 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa [gage] に到達した時点で窒素注入を停止するため、一時的な圧力の上昇である。この窒素注入により格納容器圧力は一時的に上昇するが、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作を継続することから、格納容器内の安定した減圧及び除熱への影響はない。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は、第 3.1.2-11 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.31MPa [gage] となり、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 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。</p> <p>※ 格納容器圧力が最大値の約 0.31MPa [gage] を示す事象発生から約 164 時間後の格納容器内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の物質量は約 $1.3 \times 10^6 \text{ mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は約 $3.5 \times 10^4 \text{ mol}$ 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサブプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッション・チェンバでの分圧は 0.01MPa [abs] 未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.7）</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第 3.1.2-12 図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため上昇し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにか</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。</p> <p>また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「7.2.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。</p> <p>なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 15TBq（7 日間）となり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 15TBq(30 日間)及び約 15TBq(100 日間)であり、100TBq を下回る。</p> <p>【比較のため柏崎刈羽の該当部分を記載】</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。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について</p>	<p>る温度（壁面温度）の最高値は約 139℃となり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、このときの格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 137℃であり、格納容器の限界温度 200℃を超えない。</p> <p>(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、低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2-11 図及び第 3.1.2-12 図に示すとおり、90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により、格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。なお、第 3.1.2-17 図に示すとおり、格納容器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>なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 7.5TBq（7 日間）となり、100TBq を下回る。</p> <p>事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 7.5TBq（30 日間）及び約 7.5TBq（100 日間）であり、100TBq を下回る。</p> <p>(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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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>【ここまで】</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ると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作、代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心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>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>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等が蓄積することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に併せ、低圧代替注水系（常設）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、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認している</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>ことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、LOCA が発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている 可搬型窒素供給装置に係る 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雰囲気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている 可搬型窒素供給装置に係る 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>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、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, 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ーへ切り替えること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器容積 (ウェットウェル) の空間部及び液相部, サプレッション・チェンバ・プール水位, 格納容器圧力及び格納容器温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は, 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</p>	<p>として, 核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、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, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから, 格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが, 操作手順 (格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位, 炉心流量, 格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ) の空間部及び液相部, サプレッション・プール水位, 格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間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 (速やかに格納容器冷却手段を準備すること) に変わりはないことから, 運転員等操作時間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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び代替循環冷却により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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</p>	<p>注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び雰囲気温度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、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。32℃の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから運転員等操作時間に与える影響はない。32℃未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</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、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。30℃より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器雰囲気温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。30℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は格納容器スプレイ及び代替循環冷却により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎによ</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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>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 3.1.2-18 図及び第 3.1.2-19 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa [gage]、格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃ を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（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、解析条件で設定している海水温度と同等以下となる。32℃ の場合は、解析条件と最確条件は同等であることから評価項目となるパラメータに与える影響はない。32℃ 未満の場合は、除熱性能が向上するため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくことから、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、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。30℃ より高い場合は、格納容器雰囲気温度が上昇する可能性があるが、窒素注入は事象発生から約 84 時間後に開始するため、代替循環冷却系による格納容器減圧及び除熱操作によって格納容器雰囲気は除熱されており、窒素温度は格納容器雰囲気温度よりも低いことから、窒素注入によって格納容器雰囲気温度が上昇することはない。30℃ 未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順（格納容器圧力 0.31MPa [gage] 到達後に窒素注入を停止すること）に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.11, 3.1.2.12）</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から70分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	

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 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>から 20 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に 10 時間、その後の作業に 10 時間の合計 20 時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 22.5 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生約 22.5 時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、本操作の操作開始時間は、代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(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>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 90 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。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、代替循環冷却系による格納容器除熱操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、その他の操作と並列して実施する場合でも、順次実施し所定の時間までに操作を完了できることから影響はない。</p> <p>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4.0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3.5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、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交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握 操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 7. 2. 1. 3-14 図から第 7. 2. 1. 3-16 図に示すとおり、事象発生から 90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から 90 分後（操作開始時間 20 分程度の遅れ）に低圧代替注水系（常</p>	<p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には、代替循環冷却系による格納容器除熱操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約 84 時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内への窒素注入の実施基準である格納容器内酸素濃度 4. 0vol%（ドライ条件）到達は事象発生から約 84 時間後であるのに対し、可搬型窒素供給装置の移動及びホース敷設等は格納容器内酸素濃度が 3. 5vol%（ドライ条件）到達時（事象発生から約 62 時間後）に開始し約 3 時間で準備完了するため、十分な時間余裕があることから、操作開始時間に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3. 1. 2. 11)</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>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3. 1. 3-16 図から第 3. 1. 3-18 図に示すとおり、事象発生から 50 分後（操作開始時間の 25 分の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p>	

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号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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20時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう継続して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを行うこととなる。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、ベントラインの水没防止のために、格納容器ベントに伴うサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮しても、サプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage]に至るまでの時間は、事象発生から約38時間あり、約15時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(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>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、本操作開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり、時間余裕がある。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、格納容器圧力が限界圧力0.62MPa [gage]に到達するまでの時間は事象発生約14時間後であり、約12時間の余裕があることから、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については、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）に開始し約3時間で準備完了するため、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>(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、重大事故等対策時における事象発生2時間までに必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の39名で対処可能である。</p>	

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

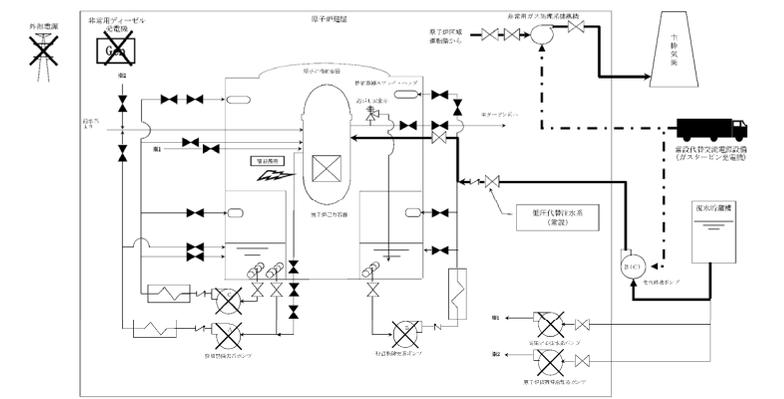
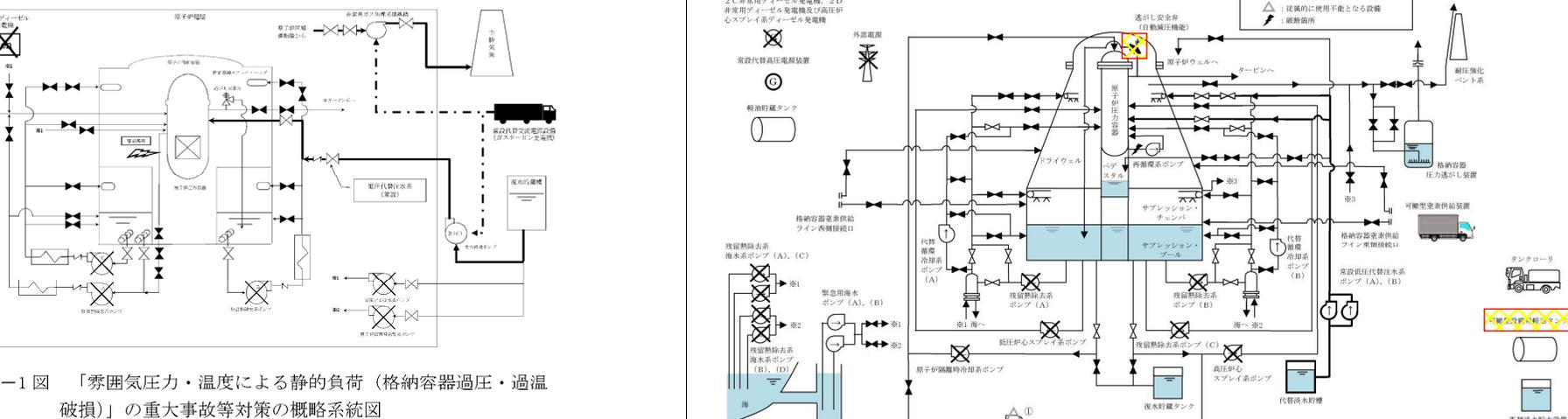
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は36名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 低圧代替注水系（常設）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約2,900m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約5,800m³の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能である。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>b. 燃料 常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に6号及び7号炉において合計約504kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。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</p>	<p>また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水 源 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、合計約400m³の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。 代替循環冷却系による格納容器除熱については、サブプレッション・チェンパのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。 (添付資料3.1.2.13)</p> <p>b. 燃 料 常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）による電源供給について、7日間の継続が可能である。 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約18.5kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、7日間の継続が可能である。 緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料3.1.2.14)</p>	

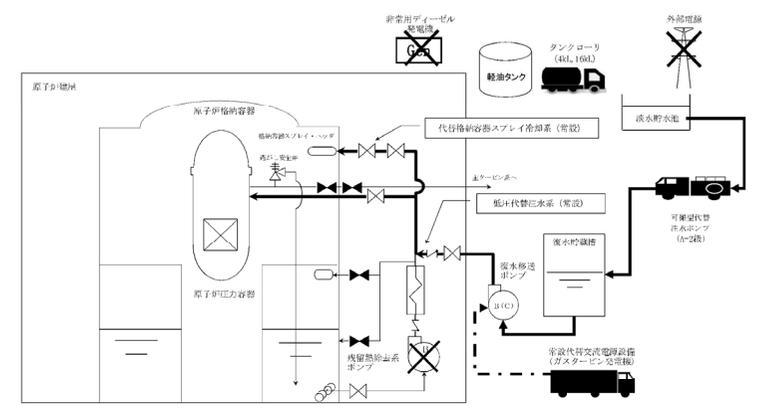
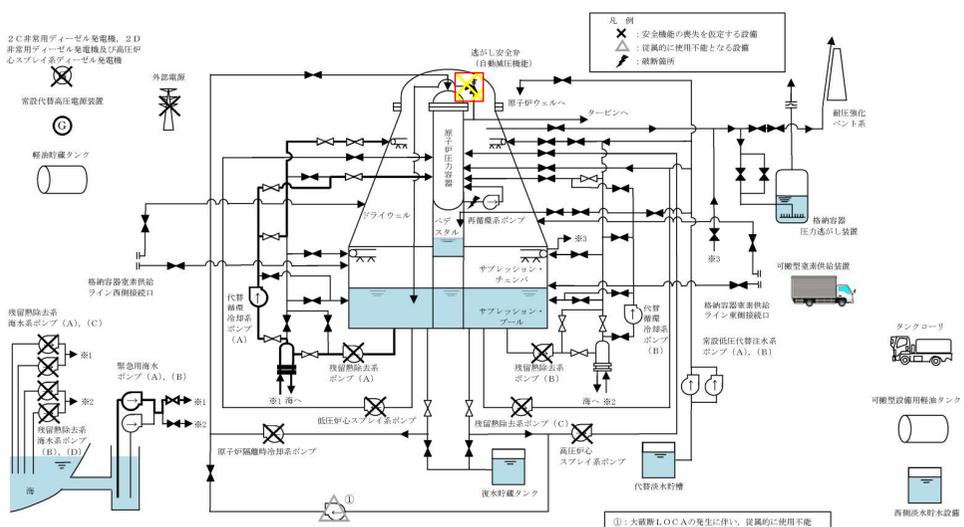
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>について、7 日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、6 号炉で約 1,104kW、7 号炉で約 1,071kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が 1 台あたり 2,950kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>7.2.1.2.5 結論 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代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段等を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、格納容器圧力逃がし装置を使用せず、事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達することはなく、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。</p>	<p>c. 電 源 常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 2,426kW 必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置 5 台）の連続定格容量は約 5,520kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 3.1.2.15)</p> <p>3.1.2.5 結 論 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（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、安定状態に向けた対策として代替循環冷却系による格納容器除熱手段及び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、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、代替循環冷却系による格納容器除熱及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を実施することにより、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ、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格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<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、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>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）による格納容器冷却、代替循環冷却系による格納容器除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所
 <p>第 7.2.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（1/4）（原子炉注水）</p>	 <p>第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（1/3）（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）</p>
<p>備 考</p> <p>青：前回比較表提出後，5/31 補正までに修正した部分 黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所
 <p>※低圧代替注水系（常設）と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにより実施する。</p> <p>第 7.2.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（2/4） （原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）</p>	 <p>第 3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（2/3） （代替循環冷却系による格納容器除熱段階）</p>
<p>備 考</p> <p>青：前回比較表提出後，5/31 補正までに修正した部分 黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	東海第二発電所
<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格納容器除熱，可搬型装置供給装置による格納容器内への装置注入段階）</p>

備考

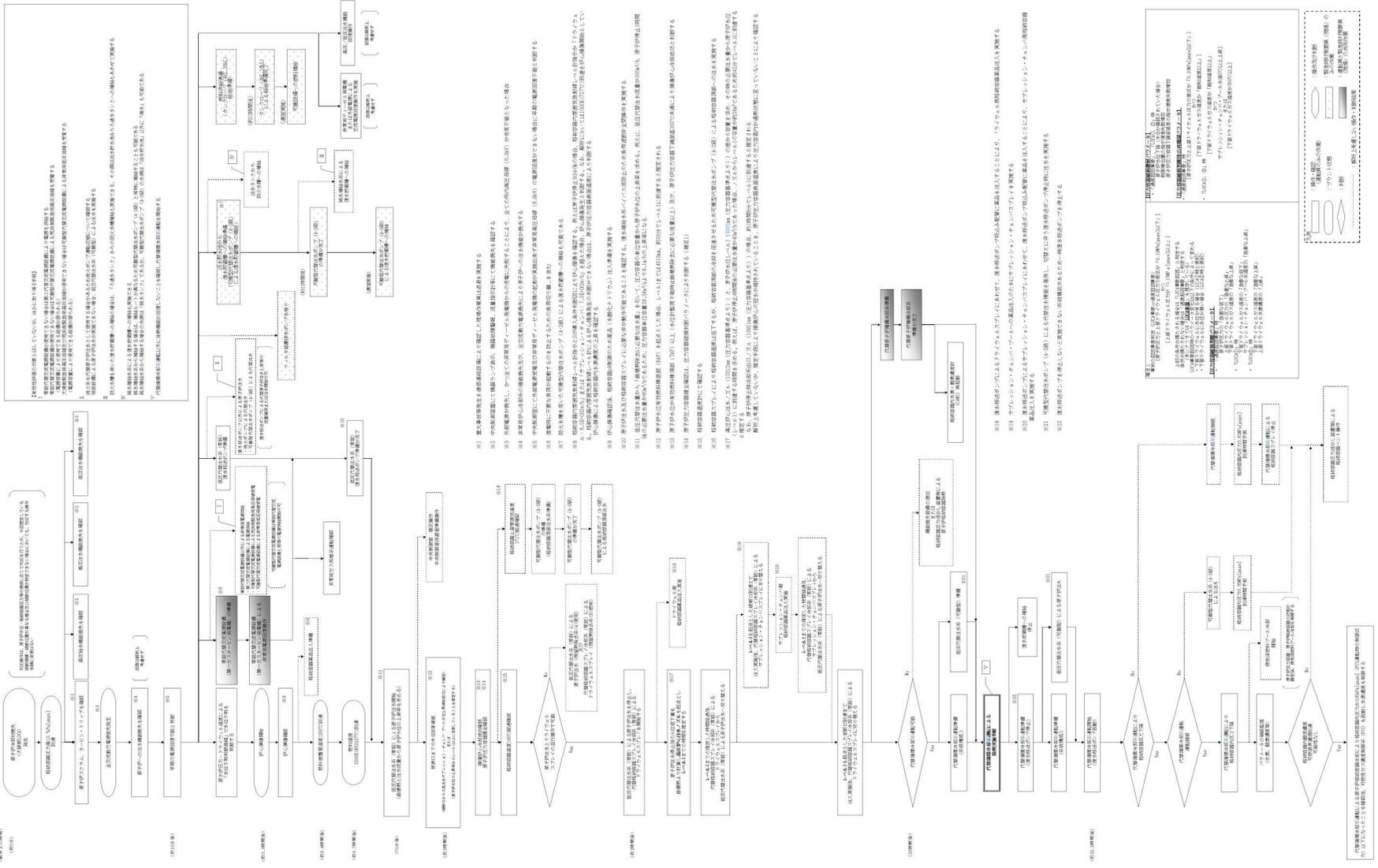
青：前回比較表提出後，5/31 補正までに修正した部分
 黄：5/31 補正以降に修正した部分

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所
<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>	

備考

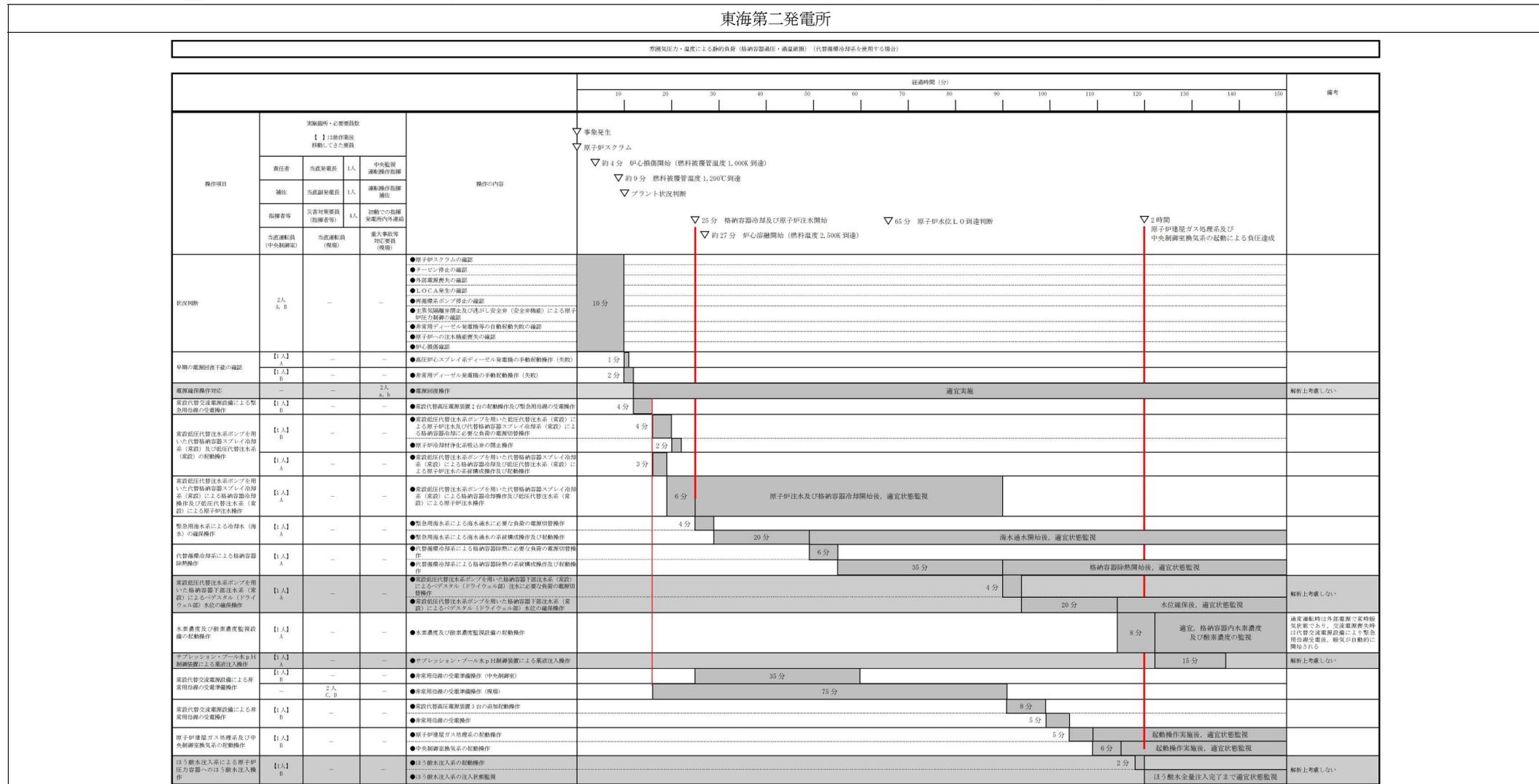
柏崎刈羽発電所 6 / 7号炉

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）

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）（代替循環冷却系を使用する場合））



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）

備考

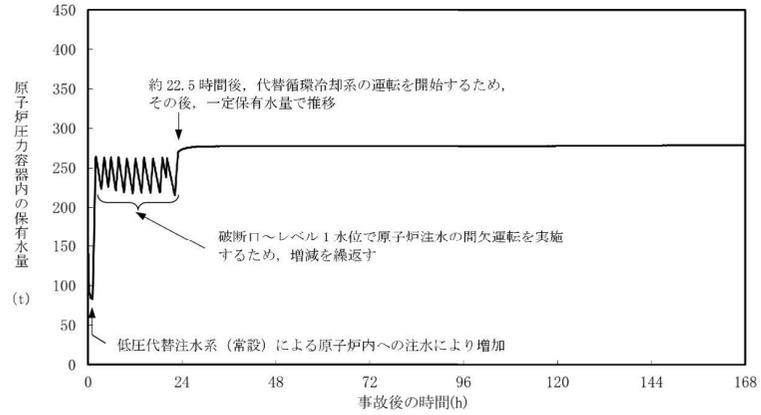
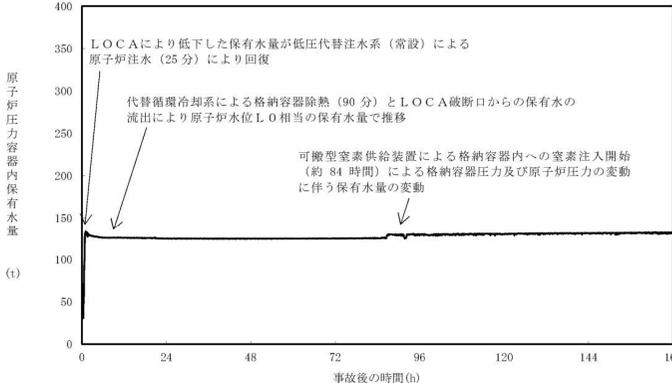
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））

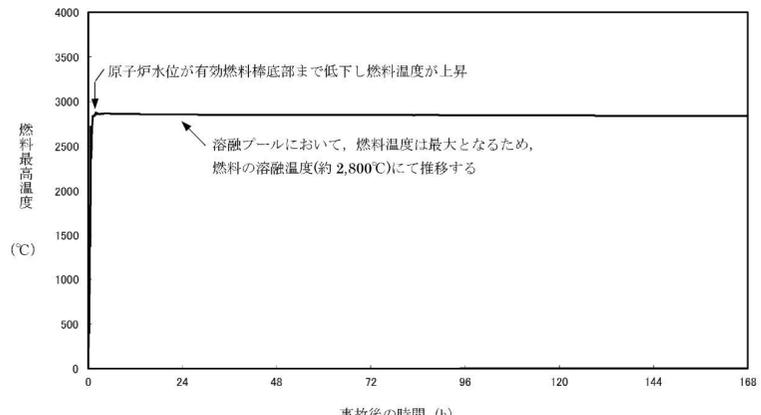
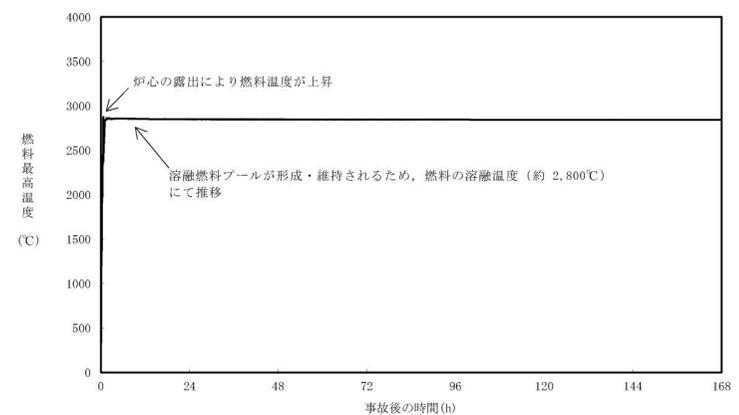
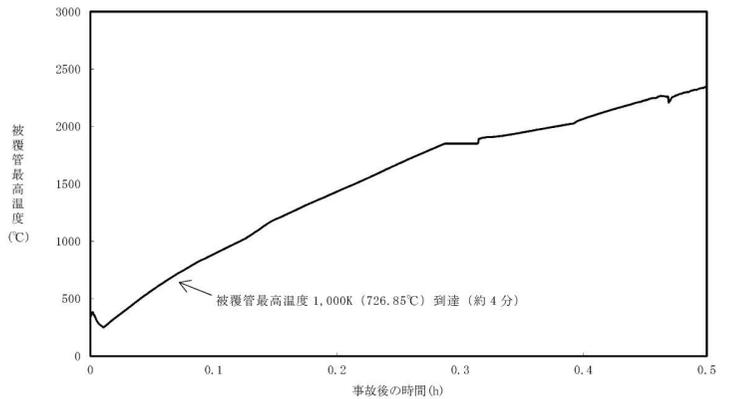
東海第二発電所																			
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）																			
操作項目	実施場所・必要員数 【 】は油作業後移動してきた要員			操作の内容	経過時間（時間）												備考		
	当直運転員 （中央制御室）	当直運転員 （現場）	重大事故等対応要員 （現場）		12	24	36	48	60	72	84	96	108	120	132	144		156	168
使用済燃料プールの燃焼操作	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施														解熱上考慮しない 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起動までを実施する
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	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	15分														解熱上考慮しない 約25時間までに実施する
可搬型実素供給装置による格納容器内への実素注入操作	—	—	【6人】 c～h	●可搬型実素供給装置の移動、接続操作及び起動操作															御心損傷により屋外放射線量が高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 ●可搬型実素供給装置への給油操作															タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する
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）

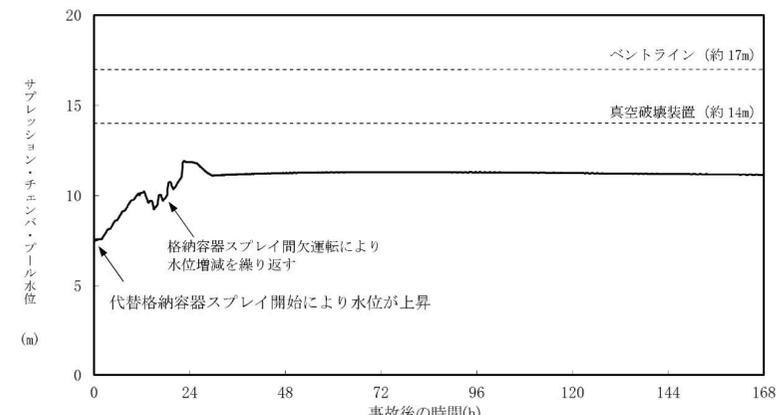
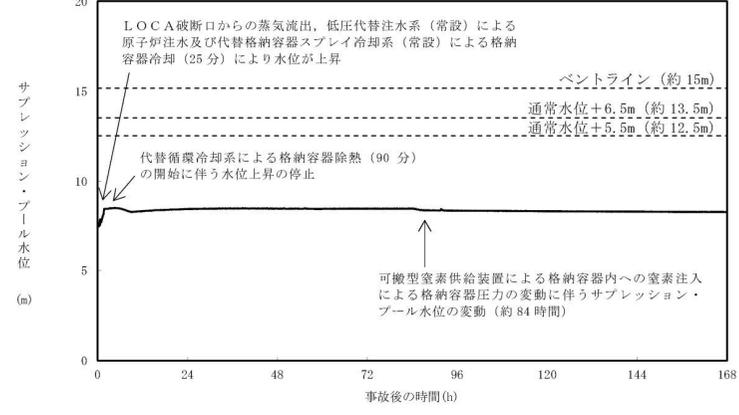
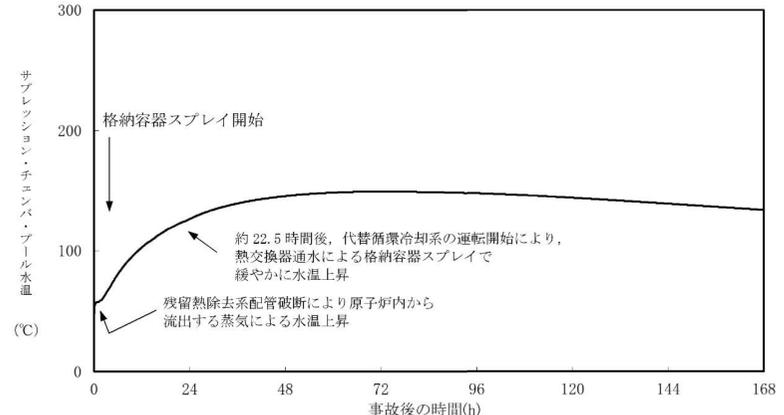
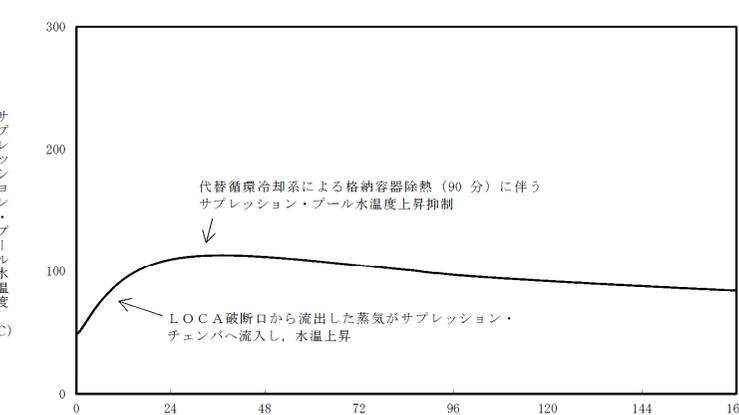
備考

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備考
<p>第 7. 2. 1. 2-7 図 原子炉水位（シユラウド内外水位）の推移</p>	<p>第 3. 1. 2-4 図 原子炉水位（シユラウド内外水位）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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7. 2. 1. 2-9 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	 <p>第 3. 1. 2-8 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>燃料最高温度 (°C)</p> <p>事後の時間 (h)</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒底部まで低下し燃料温度が上昇</p> <p>溶融プールにおいて、燃料温度は最大となるため、燃料の溶融温度(約 2,800°C)にて推移する</p>	 <p>燃料最高温度 (°C)</p> <p>事後の時間 (h)</p> <p>炉心の露出により燃料温度が上昇</p> <p>溶融燃料プールが形成・維持されるため、燃料の溶融温度 (約 2,800°C) にて推移</p>	
<p>第 7. 2. 1. 2-10 図 燃料最高温度の推移</p>	<p>第 3. 1. 2-9 図 燃料最高温度の推移</p>	
	 <p>被覆管最高温度 (°C)</p> <p>事後の時間 (h)</p> <p>被覆管最高温度 1,000K (726.85°C) 到達 (約 4 分)</p>	
	<p>第 3. 1. 2-10 図 被覆管最高温度の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	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. 2-11 図 格納容器圧力の推移</p>	
<p>第 7. 2. 1. 2-12 図 格納容器気相温度の推移</p>	<p>第 3. 1. 2-12 図 格納容器雰囲気温度の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	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>真空破装置 (約14m)</p> <p>代替格納容器スプレイ開始により水位が上昇</p> <p>格納容器スプレイ開欠運転により水位増減を繰り返す</p>	 <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, 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 (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除熱 (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>	
<p>第7.2.1.2-13 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第3.1.2-15 図 サプレッション・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>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除熱 (90分) に伴うサプレッション・プール水温度上昇抑制</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>	
<p>第7.2.1.2-14 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移</p>	<p>第3.1.2-16 図 サプレッション・プール水温度の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備考
<p>該当図なし</p>	<p style="text-align: center;">第 3.1.2-17 図 格納容器圧力の推移（～73 日間）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉	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 3.1.2-18 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 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 3.1.2-19 図 Excessive LOCA の発生を考慮した場合の 格納容器雰囲気温度の推移</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				
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）				第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について （代替循環冷却系を使用する場合）（1/3）				
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	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備	計装設備			計装設備	
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ	125V 系蓄電池A系 125V 系蓄電池B系	—	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2C電圧* M/C 2D電圧* 緊急用M/C電圧 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	
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】 【高圧炉心注水系統流量】 【残留熱除去系統流量】	—	—	—	
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ず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。	所内蓄電式直流電源設備	—	—	—	—	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*	
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）	—	—	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）	
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。ドライウェル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、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	可搬型代替注水ポンプ（A-2機） タンクローリ（4kL, 16kL）	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力 復水補給水系統流量（RTR B系代替注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA） ドライウェル雰囲気温度	—	—	—	
				【注】：重大事故等対処設備（設計基準配帳）				
				* 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								

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）（代替循環冷却系を使用する場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所				
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)				第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）(2/3)				
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		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			常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 190℃に到達した場合、推定手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。	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(A-2級) タンクローリ (4kL, 16kL)	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力(S/C) 格納容器内圧力(S/C) 復水補給水系流量 (BHR B系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位(SA)	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。 緊急用母線の受電を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始した後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施する。 ドライウエル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替交流電源設備 緊急用海水タンク 軽油貯蔵タンク	緊急用M/C電圧 ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位 ドライウエル雰囲気温度 緊急用海水系流量（預備熱除去系熱交換器）
代替循環冷却系による原子炉注水、原子炉格納容器除熱	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る。最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。 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ている期間に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。 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。代替循環冷却系の運転準備は、原子炉進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	代替原子炉補機冷却系 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) タンクローリ (4kL, 16kL)	格納容器内圧力(S/C) 格納容器内圧力(S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水補給水系流量 (BHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (BHR B系代替注水流量) 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	緊急用海水系による冷却（海水）の確保	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、中央制御室にて緊急用母線の負荷と並んで、緊急用海水系及び代替循環冷却系の安全対策に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切替操作を実施する。また、中央制御室からの遠隔操作により緊急用注水ポンプを起動し、緊急用海水系に海水を補充する。	緊急用海水系流量（預備熱除去系熱交換器）	
【 】：重大事故等対処設備（設計基準超過）								

* 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	青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分
	黄：5/31 補正以降に修正した部分

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）（代替循環冷却系を使用する場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉				東海第二発電所			
前ページと同じ				第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）（3/3）			
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）				第 3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について（代替循環冷却系を使用する場合）（3/3）			
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		重大事故等対処設備			
		常設設備	可搬型設備	可搬型設備	計装設備		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 190℃に到達した場合、推定手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。	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（A-2 級） タンクローリ（4R, 16L）	緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱を開始する。	常設代替交流電源設備 代替循環冷却系ポンプ サブプレッジョン・チェンバ* 軽油貯蔵タンク	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* ドライウェル圧力 サブプレッジョン・チェンバ圧力 サブプレッジョン・プールの水温度	
代替循環冷却系による原子炉注水、原子炉格納容器除熱	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（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る。最大流量にてスプレイを行うことで原子炉格納容器冷却を実施する。 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。 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。代替循環冷却系の運転準備は、原子炉進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。また、水の放射能分解により水蒸気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	代替原子炉補機冷却系 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） タンクローリ（4R, 16L）	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、水の放射能分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系（常設）によるベDESTAL（ドライウェル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）	
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入				格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	-	可搬型窒素供給装置 格納容器内酸素濃度（SA）	
タンクローリによる燃料格納操作				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格納油を実施する。	可搬型設備用軽油タンク タンクローリ		

【注】：重大事故等対処設備（設計基準部部）

* 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	青	前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分
	黄	5/31 補正以降に修正した部分

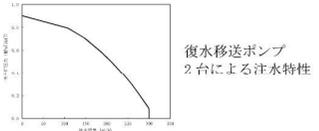
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所		
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）			第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）（1/4）		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—	解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定	原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定	原子炉圧力 （压力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート 下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定	原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から+126cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定	炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料（A型）	—	燃 料	9×9 燃料（A型）	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33Gwd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の 保守性を考慮して設定	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 （燃焼度 33Gwd/t）	1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転 期間に対応する燃焼度を設定
格納容器容積（ドライウエル）	7,350m ³	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器 及び構造物の体積を除いた値）	格納容器体積 （ドライウエル）	5,700m ³	設計値
格納容器容積（ウェットウエル）	空間部：5,960m ³ 液相部：3,580m ³	ウェットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造 物の体積を除いた値）	格納容器体積 （サブプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	設計値（通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値に基づき設定）
真空破壊装置	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	真空破壊装置	3.45kPa（ドライウエル-サブプレ ッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（通常運転水位）	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水 位として設定	サブプレッション・プール水位	6.983m（通常運転範囲の下限値）	通常運転時のサブプレッション・プール水位の下限値として設定
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水 温の上限値として設定	サブプレッション・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定	格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定	格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度（ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度） 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	外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
初期条件			ベデスタル（ドライウエル部） のプール水	考慮しない	ベデスタル（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格 納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価 する設定として、ベデスタル（ドライウエル部）のプール水を考慮しない
備考	<p>①条件設定は同じだが、設定プロセスが異なり、許認可炉心が 13 ヶ月運転であること及び実機では調整運転期間が約 1 ヶ月あることを踏まえた燃焼度として設定。</p> <p>②東海第二では、S/P での圧力抑制効果を厳しくする観点で、S/P 水位及び格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の解析条件として通常運転時の S/P 水位の下限値に基づき設定（35℃の外部水源に比べて水温が 32℃と低い S/P 水を少なくなるよう設定）。</p> <p>③東海第二では、S/P での圧力抑制効果を厳しくする観点で、S/P 水位及び格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の解析条件として通常運転時の S/P 水位の下限値を設定（35℃の外部水源に比べて水温が 32℃と低い S/P 水を少なくなるよう設定）。</p> <p>④条件設定は同じだが、ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定していることを明確化。</p> <p>⑤東海第二では、格納容器スプレイ時の圧力抑制効果が小さくなる厳しい条件として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定。</p> <p>⑥東海第二の実機の運転状態とは異なるが、評価結果を厳しくするよう条件を設定（東海第二固有の条件設定）。</p>				

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉			東海第二発電所				
第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）（2/4）			第 3.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）（2/4）				
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	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	起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管（出口ノズル）の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器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	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定		安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ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		外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
	水素ガスの発生	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		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
備考							

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）（代替循環冷却系を使用する場合））

崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉		東海第二発電所	
第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）（3/4）			
重大事故等対策に関連する機器条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
	低圧代替注水系（常設）	最大 300m ³ /h で注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定 
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	90m ³ /h で注水	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
代替循環冷却系	循環流量は、全体で約 190m ³ /h とし、原子炉注水へ約 90m ³ /h、格納容器スプレイへ約 100m ³ /h に流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定	
備考			

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）（代替循環冷却系を使用する場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉		東海第二発電所	
第 7.2.1.2-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）（4/4）			
	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190℃到達時	原子炉格納容器の限界温度到達防止を踏まえて設定
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生約 22.5 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮して設定
備考			

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号炉	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時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員20名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.3-5図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28名で対処可能である。</p> <p>※1 有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）に必要な要員4名を含めると、緊急時対策要員（現場）が12名、合計が32名になる。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認</p> <p>原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認については、「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>【比較のため、「c.」を記載】</p> <p>c. 炉心損傷確認</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、本格納容器破損モードで想定される事故シーケンスに対して、代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置の有効性を評価する観点から、格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>（添付資料3.1.3.1）</p> <p>本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第3.1.3-1図に、対応手順の概要を第3.1.3-2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第3.1.3-1表に示す。</p> <p>（添付資料3.1.2.1）</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生2時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）20名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長1名、当直副発電長1名及び運転操作対応を行う当直運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は4名、現場操作を行う重大事故等対応要員は10名である。</p> <p>また、事象発生2時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員2名及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を行うための重大事故等対応要員3名である。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、20名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認</p> <p>原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認」と同じ。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失の確認</p> <p>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. 炉心損傷確認</p>	<p>青：前回比較表提出後、5/31補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31補正以降に修正した部分</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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。 【ここまで】</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>f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却については、「7.2.1.2.1 f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却」と同じ。 【「静的負荷（代替循環冷却系を使用する場合）の「f.」の記載より引用】 原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。崩壊熱及び原子炉注水流量による原子炉水位推定により炉心の冠水を確認した後、ドライウエル雰囲気温度計を用いて格納容器温度が190℃超過を確認した場合又は格納容器内圧力を用いて格納容器圧力が0.465MPa[gage]到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ2台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が</p>	<p>炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。 （添付資料3.1.3.2）</p> <p>d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 早期の電源回復不能判断及び対応準備については、「3.1.2.1 d. 早期の電源回復不能判断及び対応準備」と同じ。</p> <p>e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水については、「3.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じ。 なお、代替循環冷却系が使用できない場合の評価であることから、原子炉水位 L0まで冠水した後は、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の流量を崩壊熱相当に調整し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを停止する。 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）等である。 （添付資料3.1.2.2, 3.1.3.3）</p> <p>f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動については、「3.1.2.1 h. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」と同じ。</p> <p>g. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。ドライウエル圧力を用いて格納容器圧力が0.465MPa [gage] 到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプ2台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により格納容器冷却を実施し、格納容器圧力を0.400MPa [gage] から0.465MPa [gage] の範囲で制御する。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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>【ここまで】</p> <p>格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、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、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</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6. 2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱</p>	<p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等である。</p> <p>格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇（約1. 3m）を考慮し、サブプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないように格納容器スプレイを停止する。</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・プール水位である。</p> <p>h. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備として、第一弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。</p> <p>サブプレッション・プール水位が通常水位+6. 5mに到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後、第二弁を中央制御室からの遠隔操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ圧力等である。</p> <p>サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水位である。</p> <p>以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、また、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>3. 1. 3. 2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1. 2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を LOCA とし、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とする、「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量を考慮する。</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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 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</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、残留熱除去系の吸込配管とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>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</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>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</p> <p>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>面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却及び格納容器ベント並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内 FP 挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.1.3-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象</p> <p>起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環系配管（出口ノズル）とする。</p> <p>(添付資料 1.5.2)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系等が機能喪失するものとする。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</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 水素の発生</p> <p>水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。</p>	

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 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 最大 300m³/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却 格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、140m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。</p> <p>(d) 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 70 分後から開始する。</p>	<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）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、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環系ポンプ 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 230m³/h にて原子炉注水し、原子炉水位 L 0 まで回復後は、崩壊熱による蒸発量相当の注水流量（最大 50m³/h）で注水する。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常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。 (添付資料 3.1.2.3)</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却 事象初期の原子炉注水実施時の格納容器スプレイ流量は、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130 m³/h にて格納容器内にスプレイする。また、0.465MPa [gage] 到達時の格納容器スプレイは、運転手順における調整範囲の上限である 130m³/h にて格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。 (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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作についても考慮しない。</p> <p>(g) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱 格納容器圧力 0.31MPa [gage] における排気流量 13.4kg/s に対して、第二弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(b) 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、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ィを停止する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出[※]され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。</p> <p>※2 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。</p> <p>c. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137放出量は、以下の式で計算される。</p> <p>Cs-137の放出量(Bq) = f_Cs × Bq_Cs-137 × (1/DF)</p> <p>f_Cs = f_CsOH + (M_I / M_Cs) × (W_Cs / W_I) × (f_CsI - f_CsOH)</p> <p>f_Cs : 原子炉格納容器からのセシウムの放出割合</p> <p>f_CsI : 原子炉格納容器からのCsIの放出割合 (MAAPコードでの評価値)</p> <p>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)</p> <p>M_I : よう素の初期重量 (kg)</p> <p>M_Cs : セシウムの初期重量 (kg)</p> <p>W_I : よう素の分子量 (kg/kmol)</p> <p>W_Cs : セシウムの分子量 (kg/kmol)</p>	<p>冷却系による格納容器除熱操作ができないことから、原子炉水位LO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。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.465MPa [gage]に到達した場合に開始し、0.400MPa [gage]に到達した場合は停止する。なお、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇（約1.3m）を考慮し、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した以降は格納容器スプレィを停止する。</p> <p>(c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、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の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出[※]され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置出口配管から放出される。</p> <p>※ 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. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合のCs-137放出量は、以下の式で計算される。</p> <p>Cs-137の放出量(Bq) = f_Cs × Bq_Cs-137 × (1/DF)</p> <p>f_Cs = f_CsOH + (M_I / M_Cs) × (W_Cs / W_I) × (f_CsI - f_CsOH)</p> <p>f_Cs : 格納容器からのセシウムの放出割合</p> <p>f_CsI : 格納容器からのCsIの放出割合 (MAAPコードでの評価値)</p> <p>f_CsOH : 格納容器からのCsOHの放出割合 (MAAPコードでの評価値)</p> <p>M_I : よう素の初期重量 (kg)</p> <p>M_Cs : セシウムの初期重量 (kg)</p> <p>W_I : よう素の分子量 (kg/kmol)</p> <p>W_Cs : セシウムの分子量 (kg/kmol)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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ブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>e. 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</p> <p>f. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。 非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。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）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 7.2.1.3-6 図から第 7.2.1.3-8 図に、燃料最高温度の推移を第 7.2.1.3-9 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 7.2.1.3-10 図から第 7.2.1.3-13 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 0.3 時間後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 0.4 時間後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約</p>	<p>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. 格納容器内に放出されたCs-137 については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等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。</p> <p>(a) 格納容器内から原子炉建屋への漏えいはないものとする。</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。</p> <p>f. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>(b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、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。 原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した後は非常用ガス処理系の設計換気率 1 回/d 相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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、事象発生 115 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中央制御室からの遠隔操作により起動し、起動後 5 分間で負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。</p> <p>(添付資料 3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6)</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3-4 図から第 3.1.3-8 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.3-9 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位及びサブプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.3-10 図から第 3.1.3-15 図に示す。</p> <p>a. 事象進展 大破断 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、</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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ことから、格納容器圧力は上昇し、事象発生から約 38 時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力に接近する。</p> <p>原子炉格納容器の限界圧力接近時点で、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器温度は、格納容器ベントによる格納容器温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントによる格納容器圧力低下後、徐々に低下する。</p> <p>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</p>	<p>事象発生から約 27 分後に燃料温度は 2,500K (約 2,227℃) に到達する。事象発生から 25 分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位 L0 以上まで原子炉水位は回復し、炉心は冠水する。</p> <p>(添付資料 3.1.2.6)</p> <p>格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び雰囲気温度は上昇する。そのため、原子炉注水と同時に格納容器スプレイを実施することによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する。</p> <p>原子炉水位が原子炉水位 L0 に回復後、サブプレッション・プール水位の上昇を抑制するため、原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水流量とし、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを停止する。</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、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、格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位の上昇（約 1.3m）を考慮し、サブプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように、事象発生から約 19 時間後にサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で、格納容器スプレイを停止する。</p> <p>格納容器スプレイを停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施し、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させる。</p> <p>格納容器雰囲気温度は、格納容器ベントによる格納容器雰囲気温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数十時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントによる格納容器圧力低下後、サブプレッション・プールの減圧沸騰により数十時間は圧力が上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。</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上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及びサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達し代替格納容器スプレイを停止した場合に格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことによって、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 18 時間後（最も遅く最大値に到達</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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り、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約165℃となり、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約207℃となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約144℃であり、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。</p> <p>サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の総放出量は約1.4×10^{-3}TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の総放出量は約2.0TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約14TBq（7日間）となる。原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量に、ドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約16TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による総放出量は、約4.0×10^{-3}TBq（30日間）及び約8.5×10^{-3}TBq（100日間）である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約3.1TBq（30日間）及び約3.2TBq（100日間）である。原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約18TBq（30日間）及び約18TBq（100日間）であり、100TBqを下回る。</p>	<p>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。</p> <p>（添付資料3.1.2.7）</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第3.1.3-11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上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を行うことにより、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最高値は約157℃となり、格納容器の限界温度200℃を超えない。なお、事象発生直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約202℃となるが、このときの格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約137℃であり、格納容器の限界温度200℃を超えない。</p> <p>（添付資料3.1.2.8）</p> <p>サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の総放出量は約1.2×10^{-4}TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の総放出量は約3.7TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>なお、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約14.3TBq（7日間）となる。原子炉建屋から大気中への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（7日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器圧力逃がし装置による総放出量は、約1.3×10^{-4}TBq（30日間）及び約1.5×10^{-4}TBq（100日間）である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約4.1TBq（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、100TBqを下回る。</p> <p>（添付資料3.1.3.4, 3.1.3.5, 3.1.3.6）</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<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>7.2.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用しない場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。 また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。 a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納</p>	<p>第3.1.3-4 図及び第3.1.3-6 図に示すとおり、低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.3-14 図に示すとおり、約19時間後にサブプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」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。 (添付資料3.1.3.7)</p> <p>3.1.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用できない場合）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非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。 また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。 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。原子炉注水操作については、LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却に併せ、低圧代替注水系（常設）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、格納容器圧</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（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号炉	東海第二発電所	備 考
<p>容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器</p>	<p>力が0.465MPa [gage] に到達した場合の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、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード 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。原子炉注水操作については、LOCAが発生し、高圧・低圧注水機能の喪失により炉心損傷したと判断した場合、速やかに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器雰囲気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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</p>	<p>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3.1.3.8)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び雰囲気温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であり、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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雰囲気温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。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、本評価事故シナシスにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の総放出量は、評価項目(100TBqを下回っていること)に対して、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約1.4×10^{-3}TBq(7日間)、ドライウェ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 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.3-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。 (a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとされており、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。 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</p>	<p>溶融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。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、本評価事故シナシスにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の総放出量は、評価項目(100TBqを下回っていること)に対して、サブプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約1.2×10^{-4}TBq(7日間)、ドライウェルのベントラインを経由した場合は約3.7TBq(7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。</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 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.1.3-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与え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。 (a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとされており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、操作手順(代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積(サブプレッション・チェンバ)の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、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>器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに格納容器冷却手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間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。溶融炉心の冠水後の操作として崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（130m³/h 一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（102m³/h～130m³/h）となる。最確条件とした場合、サブプレッション・プール水位の上昇が緩和されることから、サブプレッション・プール水位を操作開始の起点とする格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器除熱操作の開始時間が遅くなり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.8）</p>	
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCA を考慮した場合、</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 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部、サブプレッション・プール水位、格納容器圧力並びに格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、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 L</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>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>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>OCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、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 3.1.2-18 図及び第 3.1.2-19 図に示すとおり、格納容器圧力は 0.62MPa [gage]、格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃ を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の低圧代替注水系（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上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、解析条件で設定したスプレイ流量（130m³/h 一定）に対して、最確条件は運転手順における流量調整の範囲（102m³/h～130m³/h）となる。最確条件とした場合でも、格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲内に維持することによりはならないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力の最大値は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却時の操作開始圧力であり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作時のピーク圧力は格納容器圧力の最大値を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.8)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 25 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、状況判断から原子炉注水操作までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位 LO まで回復した場合、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量に変更するとともに、代替格納容器スプレ</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	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替え後、原子炉水位が原子炉水位低(レベル1)まで低下した場合、低圧代替注水系(常設)へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.62MPa[gage]接近時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近するのは、事象発生から約38時間後である。また、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまでに確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場</p>	<p>イ冷却系(常設)による格納容器スプレイを停止する。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は、解析上の想定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.465MPa [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0.465MPa [gage] 到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から5分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達するのは、事象発生から約19時間後である。また、格納容器ベントの準備操作はサブプレッション・プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達時に速やかに格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さ</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>操作を行う運転員（現場）を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(70分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。また、原子炉注水操作は、代替格納容器スプレイとの切替え操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達時となり、実態の操作開始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</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第7.2.1.3-14図から第7.2.1.3-16図に示すとおり、事象発生から90分後（操作開始時間20分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>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>い。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.1.3.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、解析条件は操作所要時間に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に大きな差異はない。また、代替格納容器スプレイ操作と原子炉注水操作は、流量分配により同時に実施する操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力0.465MPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.3.8)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第3.1.3-16図から第3.1.3-18図に示すとおり、事象発生から50分後（操作開始時間25分の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>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</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<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</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>7.2.1.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「7.2.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウェル注水）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7,400m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約14,800m³の水が必要であ</p>	<p>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、本操作が大幅に遅れるような場合でも、格納容器圧力が限界圧力0.62MPa [gage] に到達するまでの時間は事象発生後約14時間後であり、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約19時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料3.1.3.8, 3.1.3.9)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策時における事象発生2時間までに必要な要員は、「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の39名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は5名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水 源</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、合計約5,490m³の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m³及び西側淡水貯水設備に</p>	

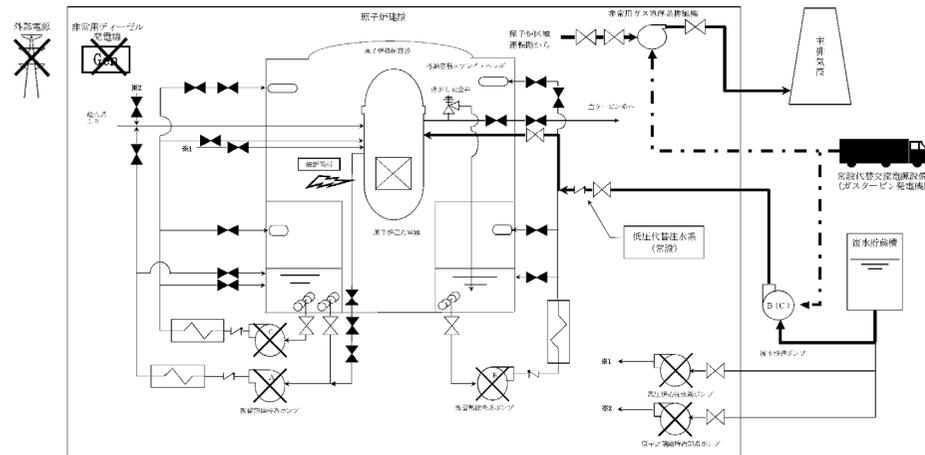
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>る。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能である。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>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>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）」</p>	<p>約4,300m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。また、西側淡水貯水設備の水を可搬型代替注水中型ポンプにより代替淡水貯蔵槽へ給水することで、代替淡水貯蔵槽を枯渇させることなく代替淡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。</p> <p>(添付資料3.1.3.10)</p> <p>b. 燃 料</p> <p>常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ（1台）による代替淡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中型ポンプ（1台）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約6.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ（1台）による代替淡水貯蔵槽への給水について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>(添付資料3.1.3.11)</p> <p>c. 電 源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約2,666kW必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は約5,520kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(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）」</p>	

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

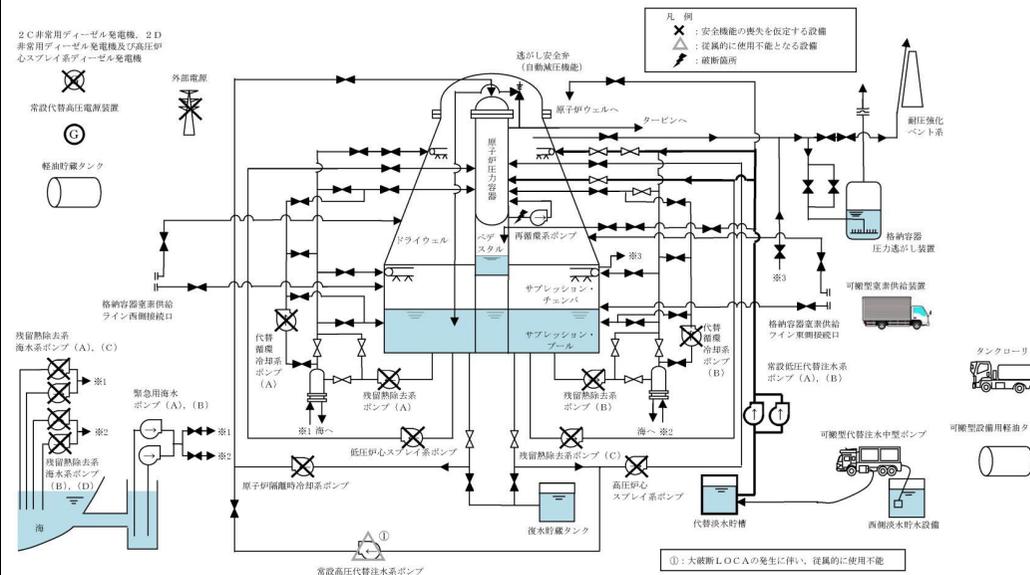
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び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果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	<p>では、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、格納容器の過圧・過温により格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（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、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）による格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、多重化設計とする代替循環冷却系のさらなる後段の対策であり、重大事故時に事象発生後短期に格納容器圧力逃がし装置を使用することは実質的には考えられないが、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用できない場合を想定し、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。</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）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施することにより、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、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、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉



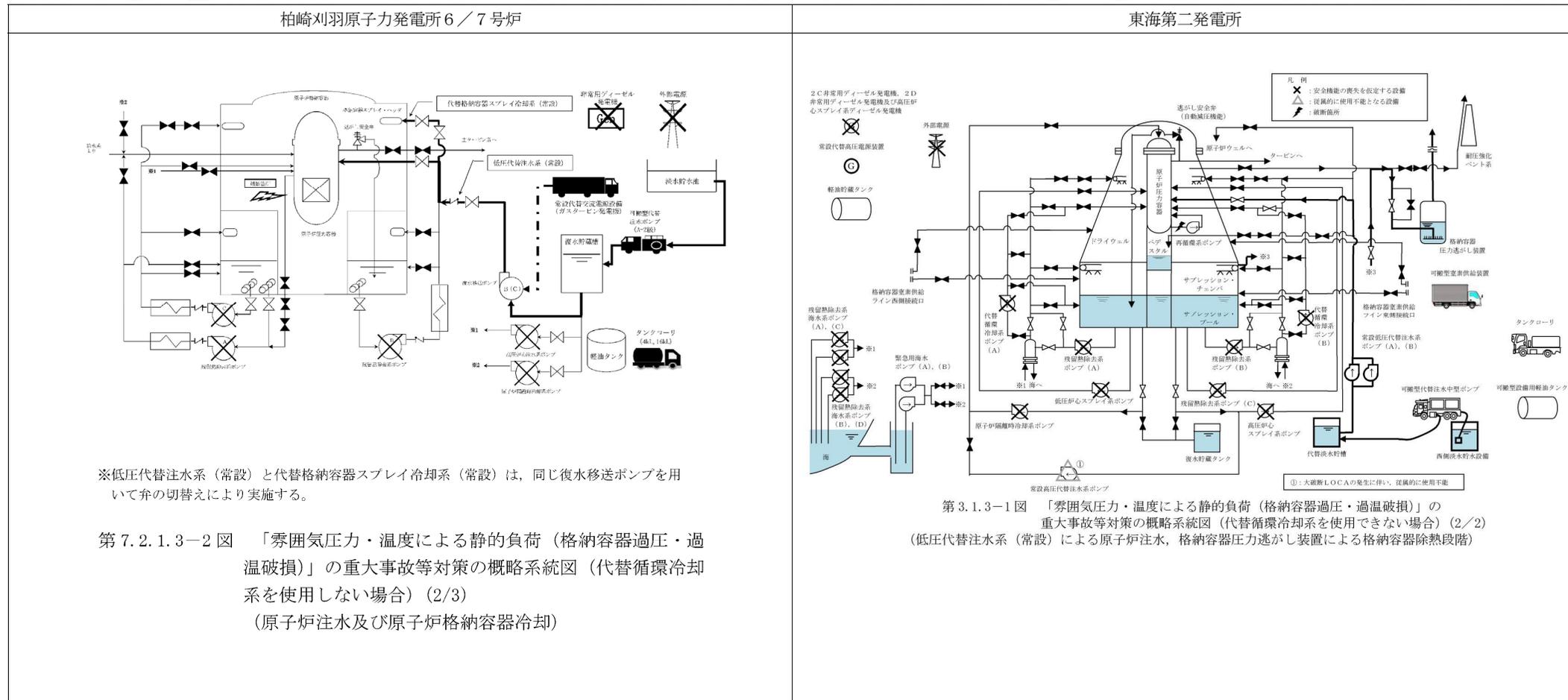
第 7.2.1.3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/3）
（原子炉注水）

東海第二発電所



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イ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）

備考



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

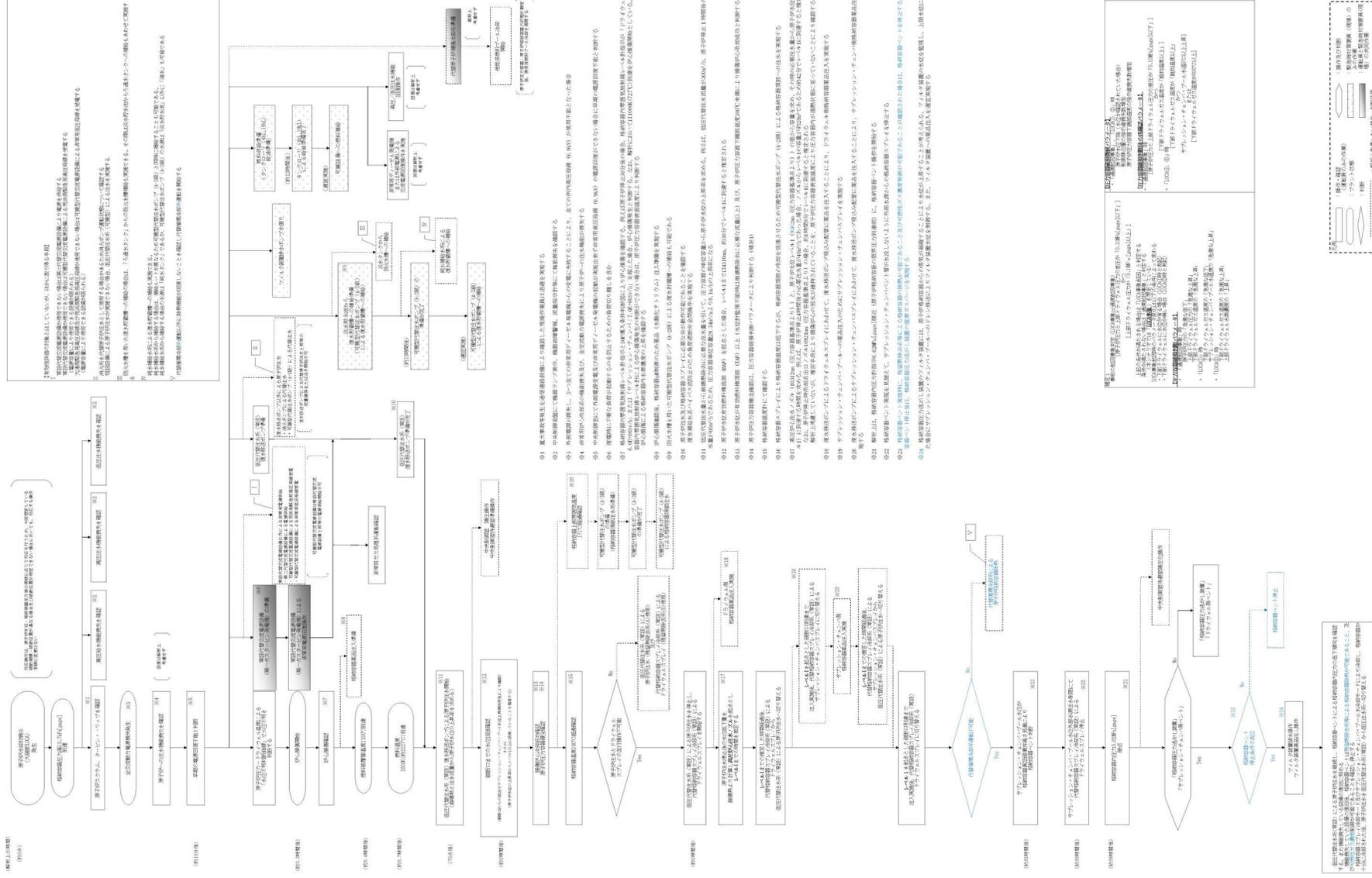
第 7. 2. 1. 3-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用しない場合）(2/3)
 （原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

第 3. 1. 3-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用できない場合）(2/2)
 （低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階）

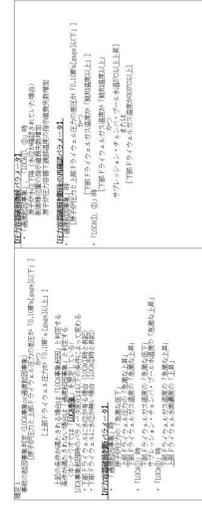
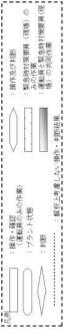
備考

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所
<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>	

備考



第 7.2.1.3-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用しない場合）



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）（代替循環冷却系を使用できない場合））

東海第二発電所

				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			操作の内容	経過時間(分)																備考		
	責任者	当直班長	1人		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150				
	【1】は操作実施に特化した要員				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 炉心溶融開始（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																		
状況判断	2人 A, B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●LOCA発生の確認 ●再循環ポンプ停止の確認 ●主要気漏検出停止及び過失安全弁（安全弁機能）による原子炉圧力制御の確認 ●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 ●炉心損傷確認 	10分																		
早期の電源喪失下での確認	I/A I/B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗） ●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作（失敗） 	1分 2分																		
電源回復操作対応	-	-	2人 A, B	●電源回復操作	適宜実施																解析上考慮しない		
常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作	I/A I/B	-	-	●常設代替高圧電源装置と台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分																		
常設原子炉注水ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）及び常設代替注水系（常設）の起動操作	I/A I/B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●常設原子炉注水及び代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作 ●原子炉冷却材浄化系を以ての閉止操作 	4分 2分																		
常設原子炉注水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及び常設代替注水系（常設）による原子炉注水操作	I/A I/B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●常設原子炉注水ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（常設）による格納容器冷却及び常設代替注水系（常設）による原子炉注水操作 ●常設原子炉注水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及び常設代替注水系（常設）による原子炉注水操作 	3分 6分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後、適宜状態監視																	
常設原子炉注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるバグスタル（ドライウェル部）水位の監視操作	I/A I/B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●常設原子炉注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるバグスタル（ドライウェル部）水位に必要な負荷の電源切替操作 ●常設原子炉注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるバグスタル（ドライウェル部）水位の監視操作 	4分	流量調整後（崩壊熱相当）、適宜状態監視																解析上では、事象発生は時間までは6時間間隔で注水量を変更し、12時間以降に於いては24時間以上の間隔で流量調整を実施する	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	I/A I/B	-	-	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作		20分																解析上考慮しない	
水素濃度及び酸素濃度監視設備の監視	I/A I/B	-	-			8分																適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視	通常運転時は外部電源で常時稼働しており、交流電源喪失時は代替交流電源設備により緊急用母線受電後、換気が自動的に開始される
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	I/A I/B	-	-	●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		15分																解析上考慮しない	
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作	I/A I/B	-	-	●非常用母線の受電準備操作（中央制御室）	35分																		
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作	-	2人 A, B	-	●非常用母線の受電準備操作（現場）	75分																		
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作	I/A I/B	-	-	●常設代替高圧電源装置の追加起動操作	8分																		
常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作	I/A I/B	-	-	●非常用母線の受電準備操作	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	I/A I/B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉建屋ガス処理系の起動操作 ●中央制御室換気系の起動操作 	6分	起動操作実施後、適宜状態監視																	
ほう龍水注入系による原子炉注水容器へのほう龍水注入操作	I/A I/B	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●ほう龍水注入系の起動操作 ●ほう龍水注入系の注入状態監視 	2分	ほう龍水全量注入完了まで適宜状態監視																解析上考慮しない	

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）

備考

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）（代替循環冷却系を使用できない場合））

				東海第二発電所											
				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 【 】は操作前後移動して必要な要員			操作の内容	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）		4	8	12	16	20	24	28	42	46	50	
原子炉水位の調整操作（低圧代替注水系統（常設））	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系統ポンプを用いた低圧代替注水系統（常設）による原子炉注水の調整操作											新炉上では、事故発生12時間までは16時間間隔で注水量を変更し、12時間以降においては12時間以上の間隔で注水量を変更する
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ィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	-	-	●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ィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作											新炉上では、90分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、蒸発用上ではスプレィ流量を調整することで可能な限り減速スプレィによる冷却と並行した操作を極力実施することとする
格納容器圧力過し装置による格納容器除熱の準備操作	【1人】 A	-	-	●格納容器圧力過し装置による格納容器除熱の準備操作（中央制御室での第一準備操作）											
	-	【2人】+1人 C, D, E	-	●第一準備操作場所への移動 ●格納容器圧力過し装置による格納容器除熱の準備操作（現場での第一準備操作）											新炉上考慮しない
	1人 副室長	【1人】 C, D, E	-	●緊急時対策所への進達											第一準備操作完了後、緊急時対策所に進達する
中央制御室待避室の準備操作	【1人】 E	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化準備操作 ●可搬型照明（S A）の設置 ●データ表示装置（待避室）の起動操作 ●衛星電話設備（可搬型）（待避室）の設置											
	【1人】 A	-	-	●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ィ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止操作 ●格納容器圧力過し装置による格納容器除熱操作（中央制御室での第二準備操作） ●格納容器過し装置による格納容器除熱実施後の状態監視											格納容器除熱実施後、適宜状態監視
	-	-	【3人】 （参加）	●第二準備操作室の正圧化操作 ●格納容器過し装置による格納容器除熱操作（現場での第二準備操作） ●第二準備操作室への進達 ●緊急時対策所への進達											サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m到達時に待避室の加圧操作を行う
格納容器圧力過し装置による格納容器除熱操作（サブプレッション・プールの間）	【1人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化操作											サブプレッション・プール水位指示値が通常水位+6.4m到達時に待避室の加圧操作を行う
	1人+【2人】 副室長, A, B	-	-	●中央制御室待避室内への進達											新炉上考慮しない 約20時間までに実施する
使用済燃料プールの除熱操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系統ポンプによる代替燃料プール注水系統（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確認操作及び起動操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作											新炉上考慮しない 約20時間までに実施する
可搬型代替注水中型ポンプを用いた原子炉注水系統（可搬型）の起動準備操作	-	-	8人 （参加）	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース巻取等の操作											
新炉上注水設備を本拠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	-	-	【6人】 （参加）	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース巻取等の操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの起動操作及び水漏れ補給操作											本拠積満までは十分余裕がある
タンクローリによる燃料給油操作	-	-	2人 （参加）	●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											タンクローリ容量に応じて適宜軽油タンクから給油する
	2人 A, B	3人 C, D, E	10人（参加） 及び参加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）

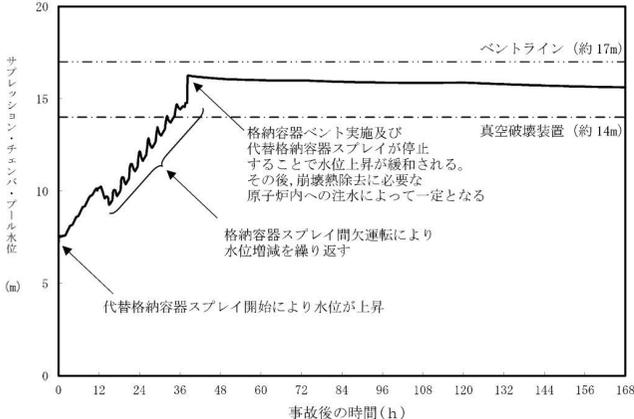
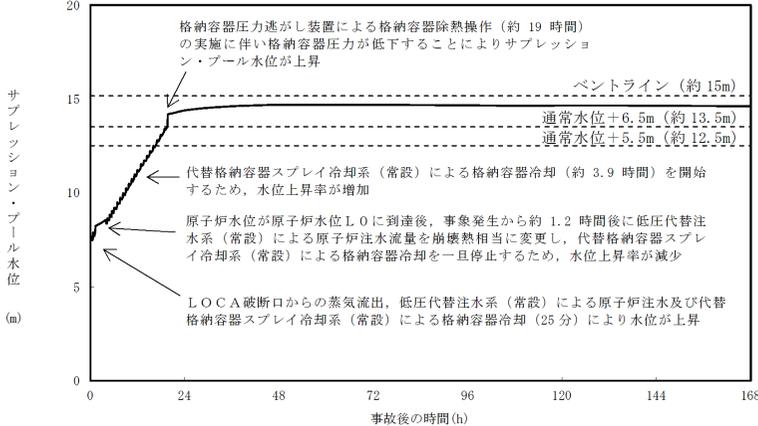
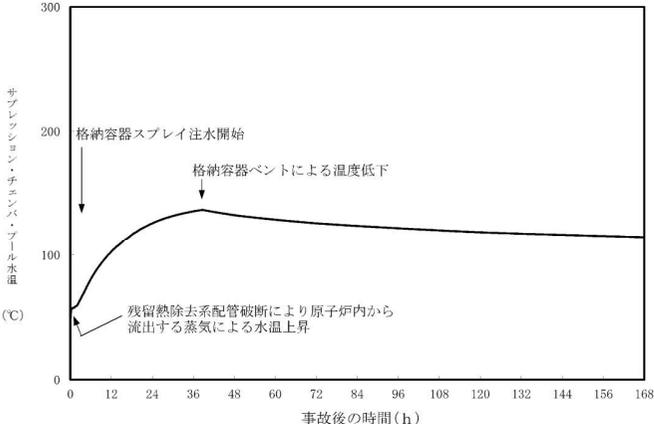
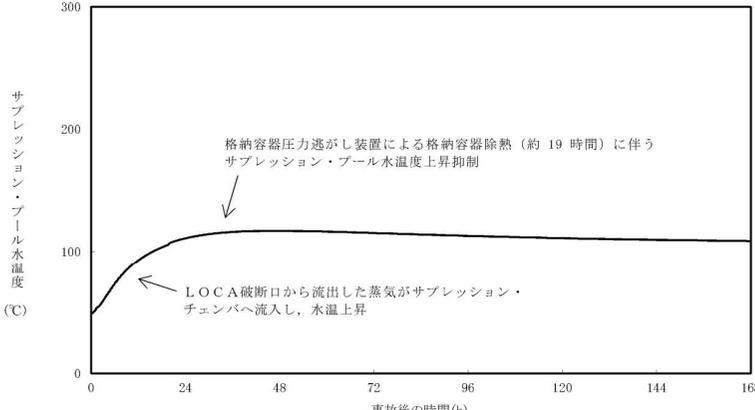
備考

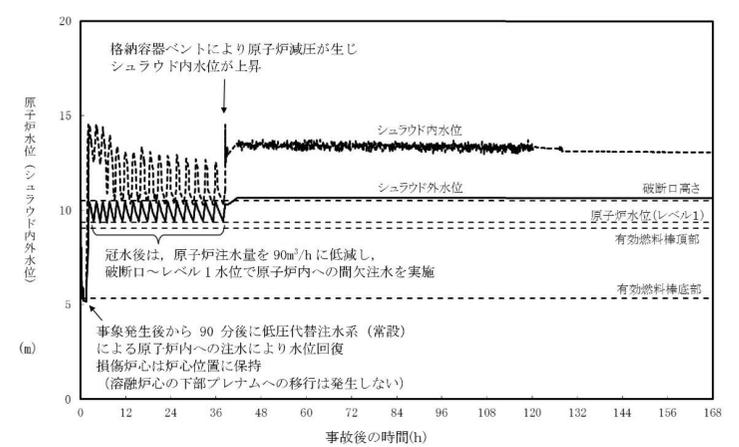
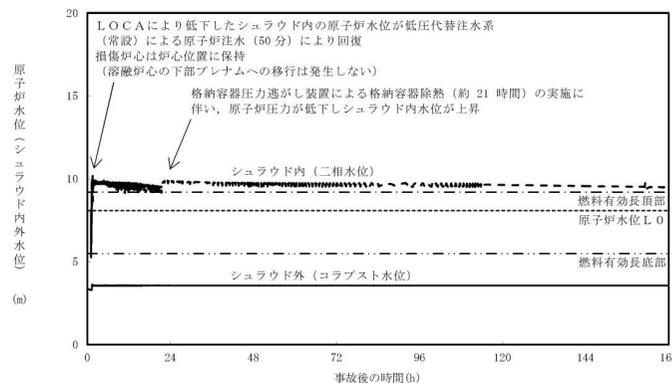
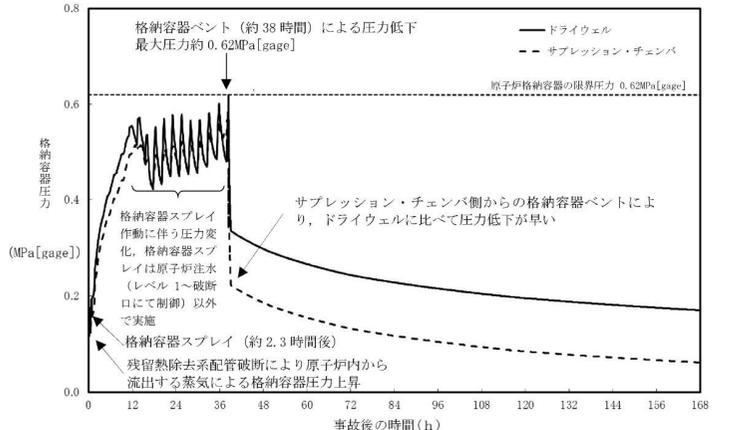
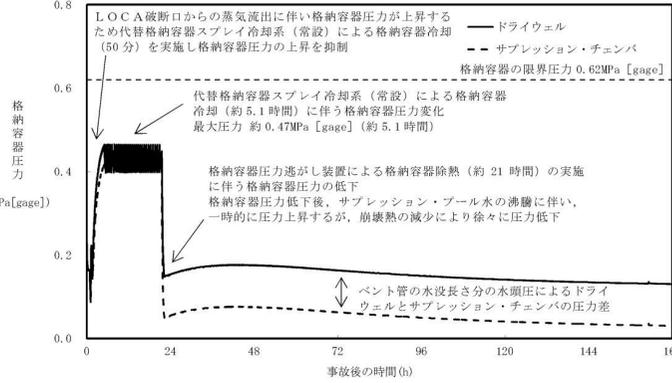
柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉水位（シュラウド内外水位）</p> <p>格納容器ベントにより原子炉減圧が生じシュラウド内水位が上昇</p> <p>シュラウド内水位</p> <p>シュラウド外水位</p> <p>破断口高さ</p> <p>レベル1</p> <p>有効燃料棒頂部</p> <p>有効燃料棒底部</p> <p>冠水後は、原子炉注水量を $90\text{m}^3/\text{h}$ に低減し、破断口～レベル1水位で原子炉内への間欠注水を実施</p> <p>格納容器ベント後、原子炉注水を崩壊熱除去に必要な量に低減するため破断口高さで一定となる</p> <p>低下代替注水系（常設）による原子炉内への注水により水位回復</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>原子炉水位（シュラウド内外水位）</p> <p>LOCAにより低下したシュラウド内の原子炉水位が低下代替注水系（常設）による原子炉注水（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除熱（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>事故後の時間 (h)</p>	<p>備 考</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</p> <p>原子炉注水開始（低下代替注水系（常設）最大流量）</p> <p>冠水後は、原子炉注水量を $90\text{m}^3/\text{h}$ に低減</p> <p>代替格納容器スプレイは原子炉注水停止時に $140\text{m}^3/\text{h}$ 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>$25\text{m}^3/\text{h}$</p> <p>$20\text{m}^3/\text{h}$</p> <p>$15\text{m}^3/\text{h}$</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>注水流量</p> <p>低下代替注水系（常設）による原子炉注水（$230\text{m}^3/\text{h}$）（25分）</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（$130\text{m}^3/\text{h}$）（25分）</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（$130\text{m}^3/\text{h}$）（約3.9時間）</p> <p>低下代替注水系（常設）による原子炉注水（崩壊熱相当で流量調整）</p> <p>事故後の時間 (h)</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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
<p>該当図なし</p>	<div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">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> <div style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">第 3.1.3-7 図 注水流量の推移（～3 時間）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉圧力容器内の保有水量</p> <p>(t)</p> <p>格納容器ベント後、崩壊熱除去に必要な注水量に切り替えるため、その後、一定保有水量で推移</p> <p>破断口～レベル1水位で原子炉内への間欠注水を実施するため、増減を繰り返す</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増加</p> <p>事故後の時間(h)</p> <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>原子炉圧力容器内の保有水量</p> <p>(t)</p> <p>LOCAにより低下した保有水量が低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（25分）により回復</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（崩壊熱相当で流量調整）を実施し、原子炉水位LO相当の保有水量で推移</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱（約19時間）の実施に伴う原子炉圧力の変動による保有水量の変動</p> <p>事故後の時間(h)</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>燃料最高温度</p> <p>(°C)</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒底部まで低下し燃料温度が上昇</p> <p>溶融プールにおいて、燃料温度は最大となるため、燃料の溶融温度(約2,800°C)にて推移する</p> <p>事故後の時間(h)</p> <p>第 7. 2. 1. 3-9 図 燃料最高温度の推移</p>	<p>燃料最高温度</p> <p>(°C)</p> <p>炉心の露出により燃料温度が上昇</p> <p>溶融燃料プールが形成・維持されるため、燃料の溶融温度(約2,800°C)にて推移</p> <p>事故後の時間(h)</p> <p>第 3. 1. 3-9 図 燃料最高温度の推移</p>	

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉</p>	<p>東海第二発電所</p>	<p>備 考</p>
<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>	

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉	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>10-7-2-196</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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	東海第二発電所	備 考
 <p>第 7.2.1.3-14 図 操作開始時間 20 分遅れのケースにおける原子炉水位（シユラウド内外水位）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（シユラウド内外水位）の推移</p>	
 <p>第 7.2.1.3-15 図 操作開始時間 20 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移</p>	 <p>第 3.1.3-17 図 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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉	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>	

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）（代替循環冷却系を使用できない場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉				東海第二発電所			
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)				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）(1/3)			
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	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備			計装設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	-	-	-	-	平均出力領域モニタ 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】 【高圧炉心注水系系統流量】 【残留熱除去系系統流量】	-	-	平均出力領域計装* 起動領域計装* M/C 2C 電圧* M/C 2D 電圧* 緊急用 M/C 電圧 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失する。これにより所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。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（常設）の準備を開始する。	所内蓄電式直流電源設備	-	-	-	-	原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 原子炉隔離時冷却系系統流量*
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)	-	-	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)
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 ドライウェル雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、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	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) タンクローリ (4tL, 16tL)	原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 復水貯蔵水系流量 (RIR B 系代替注水流速) 復水貯蔵槽水位 (SA) ドライウェル雰囲気温度	-	-	-

【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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	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。 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。 外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより、所内高圧系統（6.9kV）の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失を確認する。	125V 系蓄電池 A 系 125V 系蓄電池 B 系	-
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。	-	-
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ことを格納容器雰囲気放射線モニタにより確認する。	-	-
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備を開始する。	-	-

* 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

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）（代替循環冷却系を使用できない場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉				東海第二発電所			
<p>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)</p>				<p>第 3.1.3-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について （代替循環冷却系を使用できない場合）(2/3)</p>			
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備			重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備	常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 190℃に到達した場合、推定手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。 推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 減） 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（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	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	—	緊急用M/C電圧
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.62MPa(gage) に接近した場合、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置	—	格納容器内圧力（D/W） 格納容器内圧力（S/C） サブプレッション・チェンバ・プール水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ劣化	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽	可搬型代替注水系（中型） 可搬型設備用軽油タンク	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力* 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） 原子炉水位（SA 広帯域） 原子炉水位（SA 燃料域） 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（燃料域）* 代替淡水貯槽水位 ドライウエル雰囲気温度

【 】：重大事故等対処設備（設計基準試験）

* 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	<p>青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>
----	--

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉

前ページと同じ

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

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が 190℃に到達した場合、推定手段により原子炉水位が破断口高さまで水位回復を確認後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器冷却を実施する。 推定手段により炉心を冠水維持できる範囲で、原子炉注水と代替格納容器スプレイを交互に実施する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを停止する。	常設代替交流電源設備 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ（A-2 系） 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 (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
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱	格納容器圧力が 0.62MPa [gage] に接近した場合、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置	-	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) サブプレッション・チェンバ・プール水位 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ廻り

【 】：重大事故等対処設備（設計基準抜取）

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）(3/3)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	-	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。 以降、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により格納容器圧力を 0.400MPa [gage] から 0.465MPa [gage] の範囲で制御する。 格納容器ベントに伴うサブプレッション・プール水位上昇を考慮しても、サブプレッション・プール水位がベントライン下端位置を超えないように格納容器スプレイを停止する。	常設代替交流電源設備 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 軽油貯蔵タンク	-	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） 代替淡水貯槽水位 サブプレッション・プール水位
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	サブプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却の停止後、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。	格納容器圧力逃がし装置	-	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 サブプレッション・プール水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）

備考

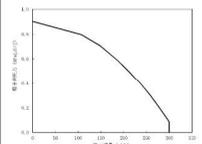
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所		
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）			第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）（1/4）		
	項目	主要解析条件		項目	主要解析条件
	解析コード	MAAP		解析コード	MAAP
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt		原子炉熱出力	3,293MW
	原子炉圧力	7.07MPa [gage]		原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gage]
	原子炉水位	通常運転水位（セバレータスカート下端から+119cm)		原子炉水位	通常運転水位（セバレータスカート下端から+126cm)
	炉心流量	52,200t/h		炉心流量	48,300t/h
	燃料	9×9 燃料 (A型)		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		原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWD/t)
	格納容器容積（ドライウエル）	7,350m ³		格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m ³
	格納容器容積（ウェットウエル）	空間部：5,960m ³ 液相部：3,580m ³		格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³
	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)
	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)		サブプレッション・プール水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)
	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃		サブプレッション・プール水温度	32℃
	格納容器圧力	5.2kPa [gage]		格納容器圧力	5kPa [gage]
	格納容器温度	57℃		格納容器雰囲気温度	57℃
	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℃)		外部水源の温度	35℃
				ベデスタル（ドライウエル部）の プール水	考慮しない
備考			ベデスタル（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ベデスタル（ドライウエル部）のプール水を考慮しない		

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）（代替循環冷却系を使用できない場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉			東海第二発電所				
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）			第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）（2/4）				
事故条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
	起回事象	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	起回事象	大破断 LOCA 再循環系配管（出口ノズル）の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器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	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定		安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ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		外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
	水素ガスの発生	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		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
備考							

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）（代替循環冷却系を使用できない場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉			東海第二発電所		
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）			第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）（3/4）		
重大事故等対策に関連する機器条件	項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定		
	低圧代替注水系（常設）	最大 300m ³ /h で注水，その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  復水移送ポンプ 2 台による注水特性		
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，設定		
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.62MPa[gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して，原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積 50%開）にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して，格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定		
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として，外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル3）信号にてスクラムするものとして設定		
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず，事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定		
	再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから，全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定		
	低圧代替注水系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時： 230m ³ /h（一定） 原子炉水位 L0 到達判断後： 崩壊熱による蒸発を補う注水量 （最大 50m ³ /h）に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定		
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	事象初期の原子炉注水実施時： 130m ³ /h（一定） 格納容器圧力制御： 130m ³ /h（一定）	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，設定 サプレッション・プール水位の上昇が早くなり，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作までの操作時間余裕の観点で厳しい条件として，運転手順の流量調整範囲（102m ³ /h～130m ³ /h）における上限を設定		
格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため，初期条件としてベDESTAL（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DESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作についても考慮しない			
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.31MPa[gage] における排出流量 13.4kg/s に対して，第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して，格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定			
備考					

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）（代替循環冷却系を使用できない場合））

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉			東海第二発電所				
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）			第 3.1.3-2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できない場合）（4/4）				
	項目	主要解析条件		項目	主要解析条件		
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び 低圧代替注水系（常設）による原子炉 注水操作	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設 定	重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備による 緊急用母線の受電操作並びに 代替格納容器スプレイ冷却系 （常設）による格納容器冷却 操作及び低圧代替注水系（常 設）による原子炉注水操作	事象発生から 25 分後	中央制御室における常設代替交流電源設備、代替格納容器スプレ イ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備時間を考慮 して設定
	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		代替格納容器スプレイ冷却系 （常設）による格納容器冷却 操作	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した 場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となっ た時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉 格納容器除熱操作	格納容器圧力が 0.62MPa [gage] 接近時	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて 設定		格納容器圧力逃がし装置によ る格納容器除熱操作	サブプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後	中央制御室における操作所要時間を考慮して設定 操作開始条件（現場操作時間を考慮しても格納容器の限界圧力到 達防止が可能な条件として設定
備 考	青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分 黄：5/31 補正以降に修正した部分						

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUX、長期TB、TBU及びTBDである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器下部注水系（常設）によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに、溶融炉心が落下するまで、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p>	<p>3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUX、長期TB、TBU及びTBDである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、溶融炉心、水蒸気及び水素の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって、格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器下部注水系（常設）によってペDESTAL（ドライウェル部）に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。溶融炉心の落下後は、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続し、コリウムシールド及び格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>さらに、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器内における水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</p>	<p>青：前回比較表提出後、5/31 補正までに修正した部分</p> <p>黄：5/31 補正以降に修正した部分</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する観点から代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から j. に示すとともに、a. から j. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.2.2-1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から f. 及び h. である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 7.2.2-1 図から第 7.2.2-4 図に、対応手順の概要を第 7.2.2-5 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 7.2.2-1 図及び第 7.2.2-3 図である。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 28 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 8 名である。</p> <p>また、事象発生 10 時間以降に追加で必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員 26 名^{※1} である。必要な要員と作業項目について第 7.2.2-6 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、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>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損前における格納容器雰囲気温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の環境条件を緩和する観点から緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段を整備し、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（海水）の確保手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>さらに、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備する。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から q. に示すとともに、a. から q. の重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.2-1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から h., j. 及び k. である。</p> <p>本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.2-2 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 3.2-1 図（1/5）及び第 3.2-1 図（2/5）である。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、事象発生 2 時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）20 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名、現場操作を行う重大事故等対応要員は 10 名である。</p> <p>また、事象発生 2 時間以降に追加で必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2-3 図に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、20 名で対処可能である。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>※1 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、必要な要員の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の使用を想定。</p> <p>a. 原子炉スクラム確認 運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失^{※2}していることを確認する。 非常用炉心冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統の流量指示等である。</p> <p>※2 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系による原子炉注水ができない場合を想定。</p>	<p>a. 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認 運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域計装等である。 全交流動力電源喪失を確認する。 全交流動力電源喪失を確認するために必要な計装設備は、M/C 2C電圧等である。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失確認 原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位異常低下（レベル2）で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。 原子炉隔離冷却系の自動起動に失敗したことを確認後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。 原子炉への注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備 中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電準備を開始する。</p> <p>d. 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電 早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備から緊急用母線を受電する。 常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電を確認するために必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</p> <p>e. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能喪失を確認した後、中央制御室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）の確保を確認するために必要な計装設備は、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>c. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベルである。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・チェンバのプール水のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。</p> <p>e. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁2個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位及び原子炉圧力である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p>f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を確認した場合、格納容器圧力0.465MPa[gage]到達を確認した場合又は格納容器温度190℃到達を確認した場合は、中央制御室からの遠隔操作により復水移</p>	<p>f. 代替循環冷却系による格納容器除熱</p> <p>緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで、代替循環冷却系による格納容器除熱*を開始する。</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力である。</p> <p>※ 格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。</p> <p>g. 炉心損傷確認</p> <p>原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウェル又はサブプレッション・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倍以上となった場合とする。</p> <p>炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)及び格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)である。</p> <p>また、炉心損傷判断後は、格納容器内のpH制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・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>h. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉急速減圧</p> <p>原子炉水位の低下が継続し、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）、原子炉圧力等である。</p> <p>原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.2.1)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>送ポンプ2台を使用した代替格納容器スプレ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却^{※3}を実施する。また、格納容器圧力0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</p> <p>代替格納容器スプレ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル雰囲気温度、復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）等である。</p> <p>また、代替格納容器スプレ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却と同時に原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入を実施する。</p> <p>※3 原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。</p> <p>g. 原子炉格納容器下部への注水</p> <p>原子炉への注水手段がないため、炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。</p> <p>炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器下鏡部温度である。</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため、原子炉格納容器下部の水位が2m（注水量180m³相当）に到達していることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p> <p>原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び格納容器下部水位である。</p> <p>また、原子炉格納容器下部への注水と同時に原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入を実施する。</p> <p>【比較のため「d.」を記載】</p> <p>d. 水素濃度監視</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度(SA)である。</p> <p>【ここまで】</p>	<p>i. 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（解析上考慮しない操作）</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱を開始後、原子炉圧力容器破損に備えて中央制御室からの遠隔操作によって格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）の水位調整を行う。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、格納容器下部水位等である。</p> <p>なお、有効性評価の解析条件としては、ペDESTAL（ドライウェル部）には事象初期から約1mの水位を形成していることから、本操作を考慮しないものとする。</p> <p>j. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</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、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）である。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>h. 原子炉圧力容器破損確認</p> <p>原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。</p> <p>原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。また、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエルの圧力の急激な上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。</p> <p>これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力とドライウエルの圧力の差圧が0.10MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。</p> <p>i. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を崩壊熱相当の流量にて継続して行う。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等である。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）のほか、格納容器下部水位計によっても確認することができるが、原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること <p>これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。</p>	<p>k. 原子炉圧力容器破損確認</p> <p>原子炉圧力容器破損の兆候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値の喪失数増加、原子炉圧力容器温度（下鏡部）の300℃到達といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器の破損を速やかに判断するために格納容器下部水温を継続監視する。</p> <p>格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、格納容器下部水温等である。 (添付資料 3.2.2)</p> <p>1. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）</p> <p>原子炉圧力容器破損の判断後、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開始する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等である。</p> <p>m. 溶融炉心への注水</p> <p>溶融炉心の冷却を維持するため、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冷却（原子炉圧力容器破損後）を実施後、中央制御室からの遠隔操作により格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を水位2.75mまで実施する。以降は、ペDESTAL（ドライウエル部）満水付近で溶融炉心の冠水状態を維持するとともに、サブプレッション・プール水位の上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、2.25mから2.75mの範囲に水位を維持する。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等である。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは、低圧代替注水系格納容器下部注水流量のほか、格納容器下部水位によっても確認することができる。 (添付資料 3.2.3)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>溶融炉心の冷却維持は、主に格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水によって実施するが、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位+約1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サブプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。</p> <p>j. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱^{※4}</p> <p>代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。代替循環冷却系の運転の準備が完了した後、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系の運転による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水系流量計（格納容器下部注水流量）及び復水補給水系流量計（RHR B 系代替注水流量）を用いて格納容器下部注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器下部注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による溶融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、格納容器内圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等である。</p> <p>※4 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</p>	<p>n. 代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）</p> <p>原子炉圧力容器破損後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）により格納容器圧力が低下することを確認した後は、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先を原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系原子炉注水流量であり、格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・プール水温度等である。</p> <p>o. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（格納容器圧力制御）</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱（原子炉圧力容器破損後）を実施後、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旦停止する。</p> <p>格納容器圧力が0.465MPa [gage] に到達した場合、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再開し、格納容器圧力を0.400MPa [gage] から0.465MPa [gage] の範囲で制御する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）等である。</p> <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</p> <p>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。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（SA）である。</p> <p>q. タンクローリによる燃料給油操作</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH 発生）」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや原子炉格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減</p>	<p style="background-color: yellow;">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>3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+DCH）」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した[*]。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。</p> <p>※ 原子炉圧力容器破損後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れやペデスタル（ドライウェル部）への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。</p> <p>さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重量を考慮する。</p> <p>なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である低压注水系のみならず、重大事故等対処設備である低压代替注水系（常設）等を含む全ての低压注水機能が失われることで「7.1.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧ロジックが作動せず、全ての低压注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低压注水機能が失われている状況では、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が有効燃料棒頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧ロジックは低压注水系の起動が作動条件の一つであるため、低压注水系が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低压注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低压注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モ</p>	<p>圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である残留熱除去系（低压注水系）及び低压炉心スプレイ系のみならず、重大事故等対処設備である低压代替注水系（常設）等を含む全ての低压注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した過渡時自動減圧機能が作動せず、全ての低压注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。</p> <p>手順上、全ての低压注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、過渡時自動減圧機能は低压注水機能の起動が作動条件の一つであるため、低压注水機能が失われている状況では作動しない。</p> <p>これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低压注水機能も失われている状況を想定した。</p> <p>なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。</p> <p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低压注水機能を喪失しているため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）に期待し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モ</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>ードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉压力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション、原子炉压力容器内 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉压力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.2.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を、低压注水機能として低压注水系の機能喪失を想定する。さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※5}ものとする。これは、炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※5 代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低压代替注水系機能喪失を想定。格納容器下部注水系等、復水移送ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。</p>	<p>ードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉压力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）並びに炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション、原子炉压力容器内 F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉压力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達及び原子炉压力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3.2-2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定</p> <p>高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失を、低压注水機能として残留熱除去系（低压注水系）及び低压炉心スプレイ系の機能喪失を想定する。また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重量を考慮するものとする。</p> <p>さらに原子炉压力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない[※]ものとする。これは、原子炉を減圧できない状況を想定するためである。</p> <p>※ 原子炉压力容器破損前における低压代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水の機能喪失を想定する。格納容器下部注水系（常設）等、原子炉注水以外の緩和機能には期待する。なお、原子炉压力容器破損</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定する。</p> <p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。</p> <p>(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生 水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は「7.2.4 水素燃焼」と同様に、解析コード MAAP で得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には自動減圧機能付き逃がし安全弁（2個）を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約5%を処理するものとする。</p> <p>(c) 格納容器下部注水系（常設） 原子炉圧力容器破損前に、格納容器下部注水系（常設）により 90m³/h で原子炉格納容器下部に注水し、水位が2mに到達するまで水張りを実施するものとする。 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、</p>	<p>後は、原子炉圧力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。</p> <p>(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。 (添付資料 3.2.4)</p> <p>(e) 水素及び酸素の発生 水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コード MAAP の評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コード MAAP で得られる崩壊熱を基に評価する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号 原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル3）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、事象発生と同時に閉止するものとする。</p> <p>(c) 再循環系ポンプ 再循環系ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（安全弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を使用するものとし、容量として、1個あたり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>(e) 格納容器下部注水系（常設） 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、80m³/hにてペDESTAL（ドライウエル部）に注水を行うものとする。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当の注水を行うものとする。</p> <p>(d) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 原子炉圧力容器破損前に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により 70m³/h で原子炉格納容器内にスプレイする。 原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m³/h 以上で原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系^{※6} 代替循環冷却系の循環流量は、全体で約 190m³/h とし、ドライウェルへ約 140m³/h、原子炉格納容器下部へ約 50m³/h にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</p> <p>※6 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いる。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>【比較のため(f)を記載】</p> <p>(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作^{※7}は、代替循環冷却系への切替の準備時間等を考慮し、格納容器スプレイ停止から 0.5 時間後の、事象発生から 20.5 時間後から開始するものとする。</p>	<p>(f) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、300m³/h にて格納容器内にスプレイする。格納容器圧力の低下を確認した後は、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力 0.465MPa [gage] に到達した場合は、格納容器圧力及び雰囲気温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、130m³/h にて格納容器内にスプレイする。</p> <p>(g) 代替循環冷却系 代替循環冷却系の循環流量は、全体で 250m³/h とし、ドライウェルへ 250m³/h で連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力の低下を確認した後は、ドライウェルへ 150m³/h、原子炉へ 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</p> <p>(h) 緊急用海水系 代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、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）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、ガス温度 30℃、純度 99vol%にて 200m³/h（窒素 198m³/h 及び酸素 2m³/h）で格納容器内に注入するものとする。</p> <p>(j) コリウムシールド 材料は、コンクリートの侵食を抑制する観点から、ジルコニア耐熱材を設定する。侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、2,100℃を設定する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.1)</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で開始する。</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格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生 90 分後から開始するものとする。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定する。</p> <p>【ここまで】</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の先行水張り）は、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉格納容器下部の水位が2m（注水量180m³相当）に到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(d) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損後の注水）は、原子炉压力容器破損を確認した場合に開始する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却）は、格納容器圧力が0.465MPa [gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から約20時間後に停止するものとする。</p> <p>【比較のため(d)を記載】</p> <p>(d) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損後の注水）は、原子炉压力容器破損を確認した場合に開始する。</p> <p>【ここまで】</p> <p>(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作^{※7}は、代替循環冷却系への切替の準備時間等を考慮し、格納容器スプレイ停止から0.5時間後の、事象発生から20.5時間後から開始するものとする。</p> <p>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷</p>	<p>原子炉压力容器破損後は、格納容器圧力が低下に転じて30分後に、ドライウエルと原子炉へ流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施するものとする。</p> <p>(c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後は、原子炉压力容器破損の判断に必要な時間等を考慮し、原子炉压力容器破損の6分後に開始する。また、格納容器冷却による格納容器圧力の低下から30分後に停止するものとする。その後、格納容器圧力が0.465MPa [gage]に到達した場合に再開し、格納容器圧力が0.400MPa [gage]まで低下した場合に停止するものとする。</p> <p>(d) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作は、操作実施に必要な時間を考慮し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後）の1分後に開始するものとする。また、ペDESTAL（ドライウエル部）水位が2.75mに到達した場合に停止するものとする。その後は、ペDESTAL（ドライウエル部）水位が2.25mまで低下した場合に注水を開始し、2.75mに到達した場合に停止することで水位を維持する。</p> <p>(e) 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ブプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始するものとする。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出[※]されるものとする。</p> <p>※8 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。</p> <p>c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。</p> <p>b) 非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率0.5回/日相当を考慮する。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>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</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び注水流量の推移を第7.2.2-7図から第7.2.2-12図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使</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、格納容器内に放出[※]されるものとする。</p> <p>※ 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については、格納容器スプレイやサブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。</p> <p>d. 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) 格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率を基に評価する。</p> <p>(b) 原子炉建屋ガス処理系による原子炉建屋原子炉棟内の負圧が維持されていることを想定し、非常用ガス処理系の設計換気率1回/d相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレイン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>(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 style="text-align: right;">(添付資料 3.2.5)</p> <p>(4) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）及び原子炉压力容器下部ヘッド温度の推移を第3.2-4図から第3.2-6図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サブプレッション・プール水位、サブプレッション・プール水温度及び注水流量の推移を第3.2-7図から第3.2-16図に、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位、ペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量並びにドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.2-17図から第3.2-27図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約1.0時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点（事象発生から約1.4時間後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約7.0時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から約3.7時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始すると同時に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器下部注水系（常設）による注水流量を約90m³/hとし、水位が2mに到達するまで約2時間の注水を実施することで原子炉格納容器下部に2mの水位を確保し、事象発生から約5.7時間後に原子炉格納容器下部への水張りを停止する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水位約2mの水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起これ、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。</p> <p>崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が0.465MPa [gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を130m³/h以上にすることにより、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。</p> <p>事象発生から20.5時間が経過した時点で、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、原子炉格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。</p>	<p>炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約35分後に炉心損傷に至る。原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点（事象発生から約38分後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）及び代替循環冷却系による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約4.5時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から90分後、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことにより格納容器雰囲気温度の上昇を抑制する。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の水位約1mの水中に落下する際に、溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）プール水への伝熱が起これ、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）に80m³/hの注水を行い、溶融炉心を冠水維持し、冷却する。</p> <p>崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。事象発生から90分後に代替循環冷却系による格納容器除熱により250m³/hの格納容器スプレイを実施すること、原子炉圧力容器破損を判断した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）により300m³/hの格納容器スプレイを実施することにより、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。</p> <p>格納容器圧力の低下を確認した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（原子炉圧力容器破損後）を停止するとともに、代替循環冷却系の循環流量を調整し、格納容器スプレイ150m³/h、原子炉注水100m³/hに分配する。その後、格納容器圧力が0.465MPa [gage]に到達した時点で、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却（130m³/hの格納容器スプレイ）を再開する。これらによって、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、ペDESTAL（ドライウエル部）の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>また、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。窒素注入により格納容器圧力は上昇するが、格納容</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>なお、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁によって原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p>b. 評価項目等 原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p>	<p>器圧力0.31MPa [gage] 到達時点で窒素注入操作を停止する手順としているため、一時的な圧力上昇であり、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続することから、格納容器内の安定した減圧及び除熱への影響はない。</p> <p>なお、事象発生から約4.5時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器雰囲気温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p>(添付資料 3.2.6)</p> <p>b. 評価項目等 原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約0.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>格納容器圧力は、第3.2-7図及び第3.2-9図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約0.47MPa [gage] となり、格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] を超えない。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約7.4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1%未満であるため、その影響は無視し得る程度である。</p> <p>(添付資料 3.2.7)</p> <p>格納容器雰囲気温度は、第3.2-8図及び第3.2-10図に示すとおり、格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約151℃となり、格納容器の限界温度200℃を超えない。</p> <p>格納容器内の水素濃度は、第3.2-26図及び第3.2-27図に示すとおり、ジルコニウム-水反応等により発生した水素が格納容器へ放出されることで13vol%（ドライ条件）を上回るが、第3.2-24図及び第3.2-25図に示すとおり、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である5vol%（ドライ条件）を下回る。なお、コリウムシールドによってペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの侵食は抑制されることから、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>【比較のため柏崎刈羽の該当部分を記載】</p> <p>ここで、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約2.5TBq（7日間）となり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約2.6TBq(30日間)及び約2.6TBq(100日間)であり、100TBqを下回る。</p> <p>【ここまで】</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(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>なお、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>ここで、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価</p>	<p>第3.2-9図及び第3.2-10図に示すとおり、事象発生から約4.5時間後に溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下するが、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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことで、第3.2-7図及び第3.2-8図に示すとおり、格納容器圧力及び雰囲気温度は低下し、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器雰囲気は安定して除熱される。事象を通じて格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。なお、第3.2-28図に示すとおり、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>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の評価項目については、格納容器が健全であるため、格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 3.2×10^{-2} TBq（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 3.4×10^{-2} TBq（30日間）及び約 3.9×10^{-2} TBq（100日間）であり、100TBqを下回る。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.5, 3.2.8）</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)、(6)及び(7)の評価項目並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態の維持について、対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>項目については、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約2.5TBq（7日間）となり、100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約2.6TBq(30日間)及び約2.6TBq(100日間)であり、100TBqを下回る。</p> <p>7.2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に達した時点で原子炉減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p>	<p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作並びに緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、溶融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で原子炉減圧を行うといった、兆候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa [gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<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、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが、炉心下部プレ</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シナリオにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能に期待しないことで原子炉圧力容器破損に至ることを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器温度（下鏡部）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>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>ナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器内FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時</p>	<p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器内FCI を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器温度（下鏡部）を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3. 2. 9）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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いる。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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いる。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3. 2. 9）</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<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 7.2.2-2 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, 原子炉水位の低下は緩和されるが, 操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。また, 原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが, 操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施すること）に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, 原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが, 原子炉压力容器破損も遅くなり, 原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして, 操作の不確かさを「認知」, 「要員配置」, 「移動」, 「操作所要時間」, 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し,</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第 3.2-2 表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和されるが, 操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.9)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉水位の低下は緩和され, 原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが, 原子炉压力容器破損も遅くなり, 原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力, 原子炉水位及び炉心流量は, 解析条件の不確かさとして, ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが, 事象進展に与える影響は小さいことから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.9)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして, 操作の不確かさを「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,</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達時（事象発生から約1.4時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達するまでに事象発生から約1.4時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認しての開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕がある。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達時（事象発生から約38分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するまでに事象発生から約38分の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から90分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系運転は事象発生90分後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、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、実態の操作開始時間が早まる可能性があるが、状況判断から代替循環冷却系運転までは一連の操作として実施し、同一の運転員による並列操作はなく、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.9)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.9)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	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>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約7.0時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）については、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間あり、操作開始時間（事象発生から約38分後）に対して余裕があるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、格納容器除熱開始までの時間は操作所要時間を踏まえて解析上の想定時間を設定したものであり時間余裕があるが、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、約3時間の余裕があることから、時間余裕がある。 (添付資料 3.2.9)</p> <p>(4) 原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響評価</p> <p>重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定として、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉への注水を考慮しないものとしているが、故障により原子炉注水ができない状態であった場合、故障要因を除去できないまま、原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できないことも考えられる。この影響を考慮した感度解析を実施した。格納容器圧力の推移を第3.2-29図、格納容器雰囲気温度の推移を第3.2-30図に示す。原子炉圧力容器破損後に原子炉へ注水できない場合においても、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。 (添付資料 3.2.10)</p> <p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。また、原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できない場合の感度解析を実施した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「7.2.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり28名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり約2,700m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約5,400m³の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、号炉あたり約753kLの軽油が必要となる。可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約15kLの軽油が必要となる。本評価事故シーケンスでは取水機能の喪失は想定していないが、仮に取水機能が喪失して代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器除熱を想定し、事象発生後7日間代替原子炉補機冷却系専用の電源車を運転した場合、号炉あたり約37kLの軽油が必要となる。代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）については、保守的に事象発生直後からの大容量送水車（熱交換器ユニット用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に号炉あたり約11kLの軽油が必要となる。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給につ</p>	<p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時における事象発生2時間までに必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり20名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の39名で対処可能である。</p> <p>また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水 源</p> <p>格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイは、7日間の対応を考慮すると、合計約380m³の水が必要である。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m³の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.11）</p> <p>b. 燃 料</p> <p>常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置5台）による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置5台）による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約18.5kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用</p>	

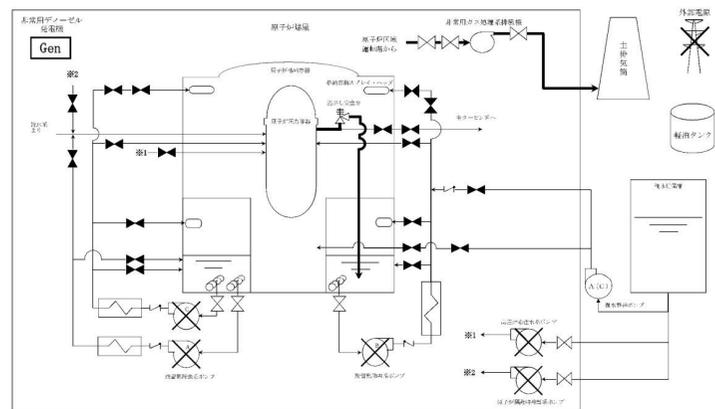
東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>いては、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約1,645kL）。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンク（約1,020kL）にて合計約2,040kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、非常用ディーゼル発電機による電源供給、代替原子炉補機冷却系の運転、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定し、各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6号及び7号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は、各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>7.2.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナリオ「過渡事象＋高压注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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</p>	<p>発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>(添付資料3.2.12)</p> <p>c. 電 源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約2,769kW必要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高压電源装置5台）の連続定格容量は約5,520kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所用発電機及び可搬型窒素供給装置の窒素供給装置用電源車についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料3.2.13)</p> <p>3.2.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シナリオ「過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に低減することが可能である。また、格納容器バウンダリにかかる圧力、格納容器バウンダリにかかる温度、放射性物質の総放出量、水素の爆轟及び可燃性ガスの蓄積、燃焼の観点でも評価項目を満足することから、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要</p>	

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

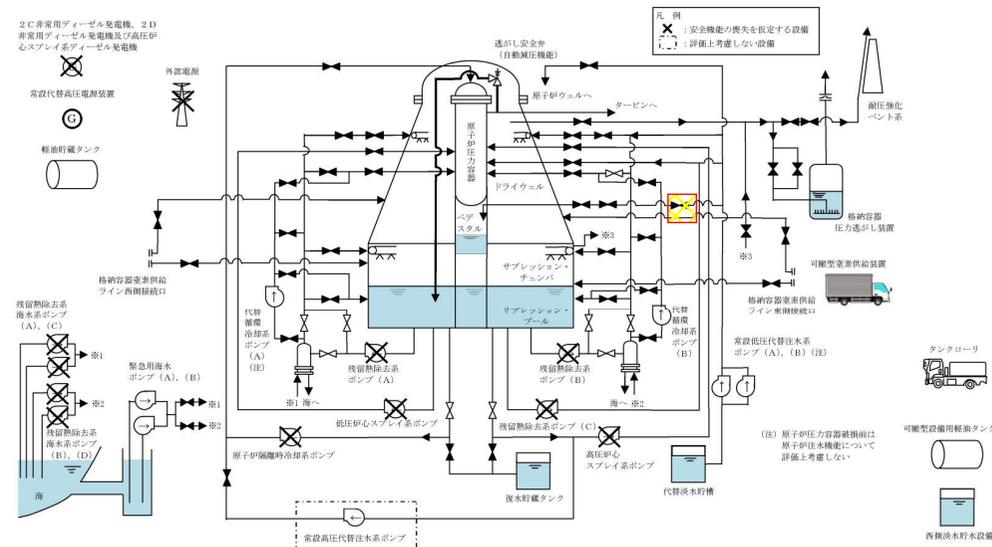
柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉	東海第二発電所	備 考
<p>る。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉



第7.2.2-1図 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（1/4）
（原子炉減圧）

東海第二発電所



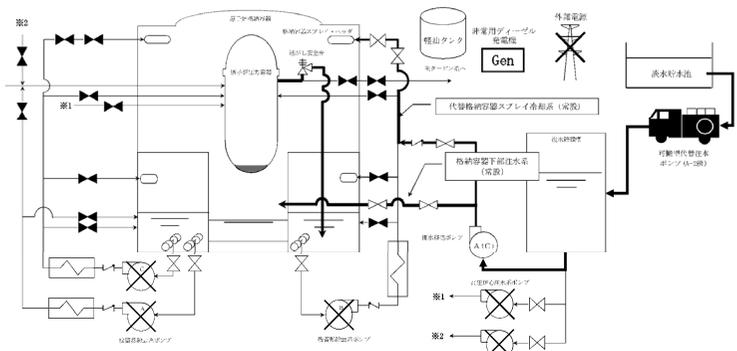
第3.2-1図 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図（1/5）
（原子炉压力容器破損前の逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧段階）

青：前回比較表提出後，5/31 補正までに修正した部分

黄：5/31 補正以降に修正した部分

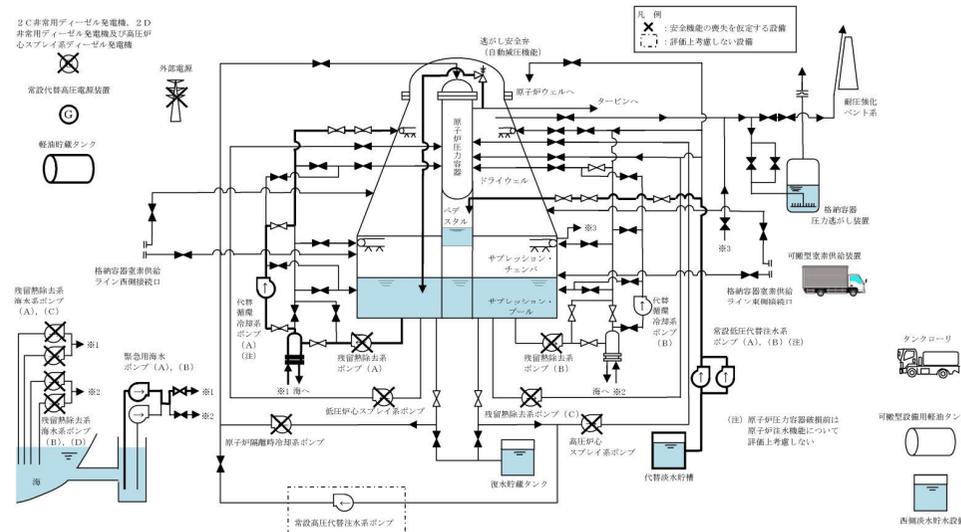
備考

柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉



第 7.2.2-2 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4)
(原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

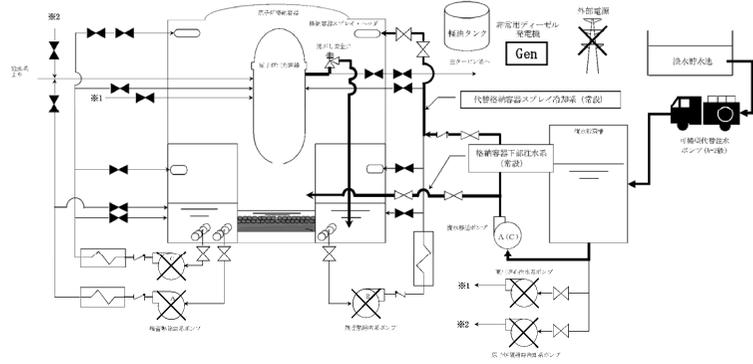
東海第二発電所



第 3.2-1 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (2/5)
(原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系 (常設) によるベDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保段階)

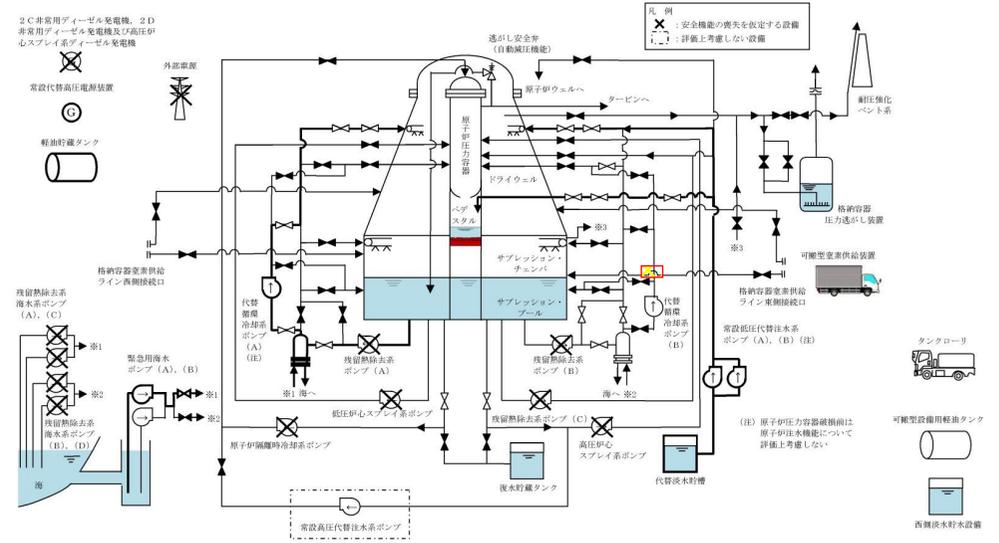
備考

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉



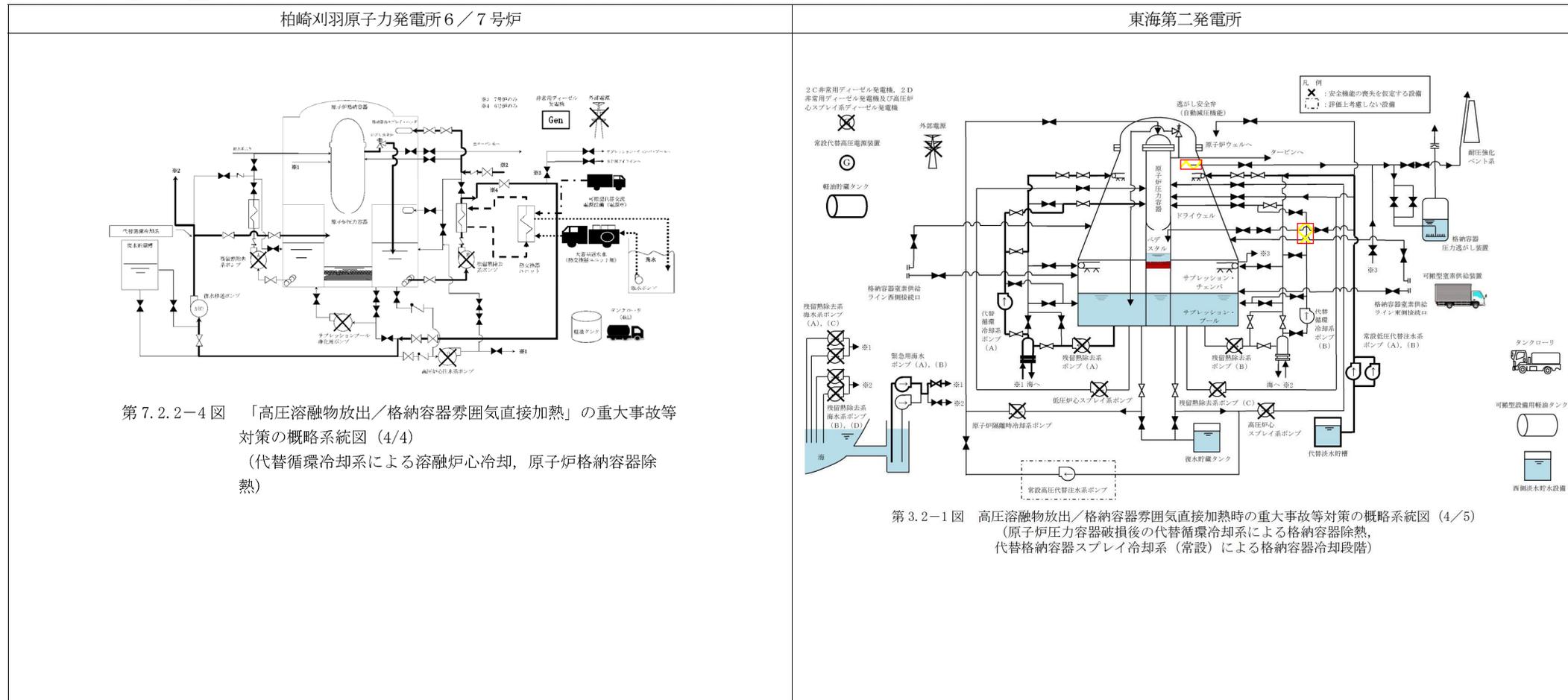
第 7.2.2-3 図 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4)
(原子炉圧力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

東海第二発電所



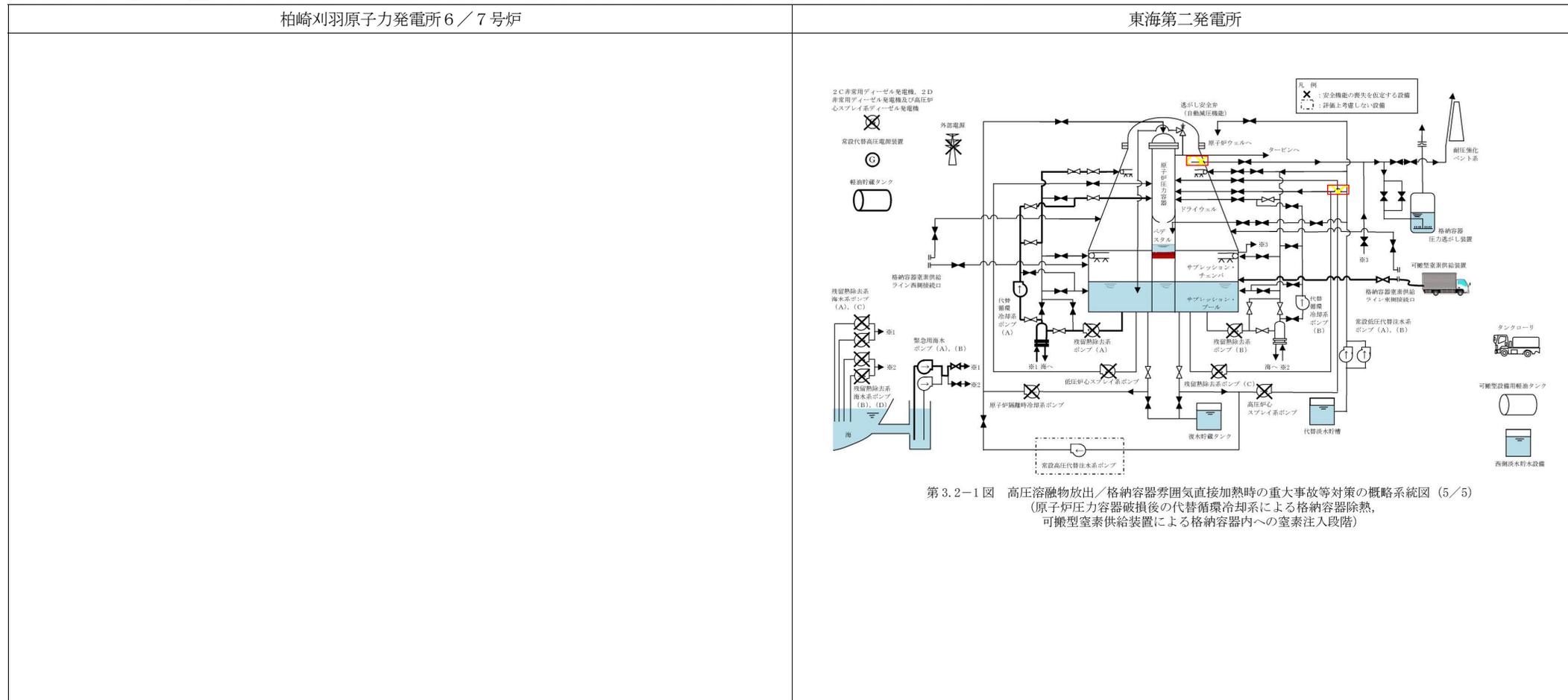
第 3.2-1 図 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策の概略系統図 (3/5)
(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるペダスタル（ドライウェル部）注水段階）

備考



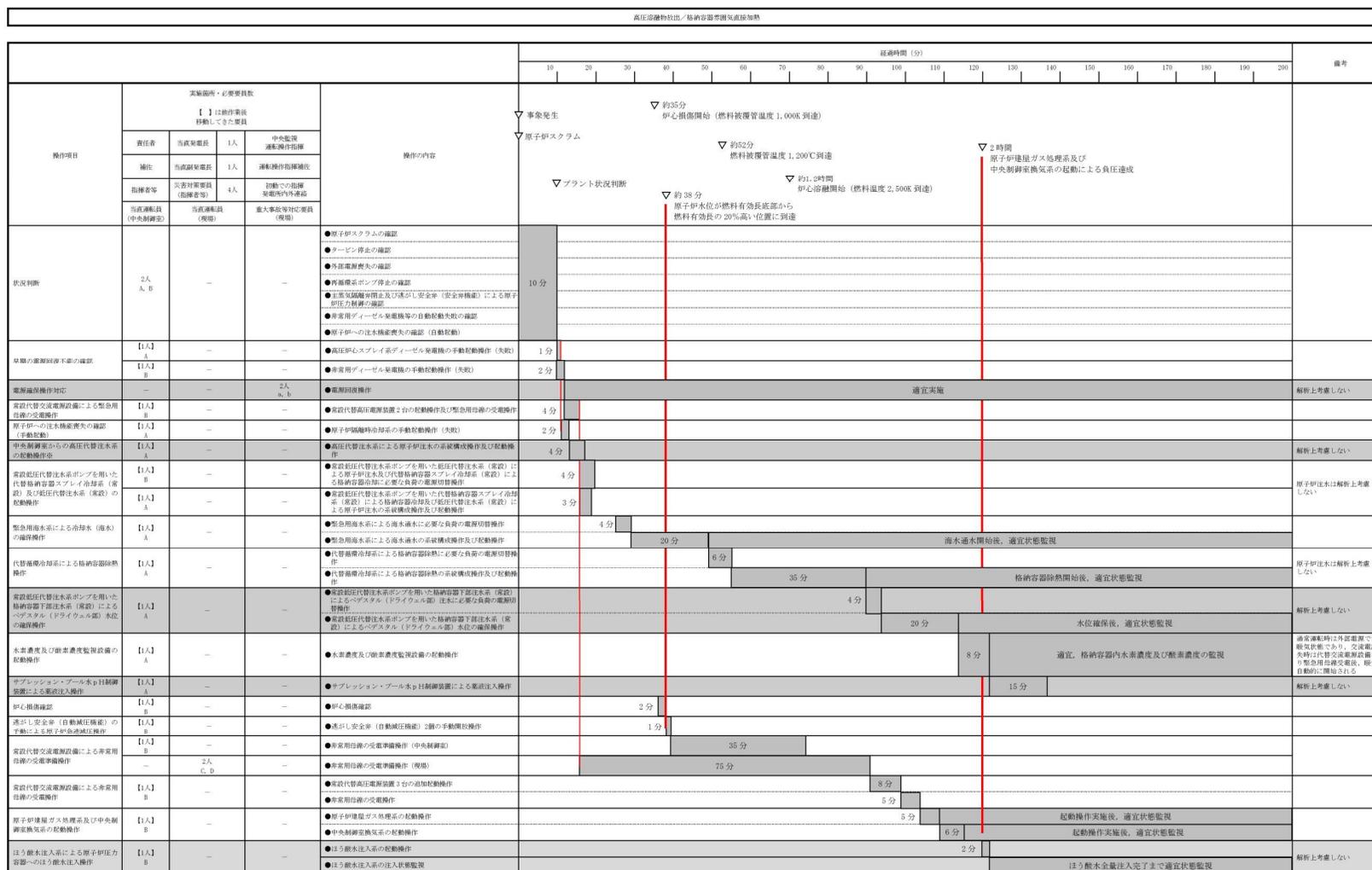
備考

青：前回比較表提出後，5/31 補正までに修正した部分
 黄：5/31 補正以降に修正した部分



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

東海第二発電所



※ 本格納容器減圧モードにおいては確認に期待しないこととする。

第 3.2-3 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（1/2）

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号炉

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							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	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36		
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策委員 (現場)			経過時間（時間）													
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		経過時間（時間）													
代替原子炉種別冷却系等（準備動作）	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・現場移動 ・代替原子炉種別冷却系 現場監視構成	300分													
代替原子炉種別冷却系等（準備動作）	-	-	-	-	※1 ↓ (13人) ※4, ※5	※1 ↓ (13人) ※4, ※5	・現場移動 ・省間対応装置及びボース転送、制御及び系統連携	400分													
給油準備	-	-	-	-	※1 ↓ (12人)		・軽油タンクからタンクローリ（BL）への給油				100分									タンクローリ（4台）の稼働により給油が完了	
給油作業	-	-	-	-			・燃焼室への給油 ・大気放出系（熱交換器ユニット用）への給油													適正実施	
代替原子炉種別冷却系 運転	-	-	-	-	※1 ↓ (3人)	※2 ↓ (3人)	・代替原子炉種別冷却系 運転状態監視													適正実施	
代替種別冷却系 準備動作 (系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替種別冷却系 中央制御室監視構成	30分												この時間内に実施	
代替種別冷却系 準備動作 (系統構成2)	-	-	(4人) C, D E, F	(4人) c, d e, f	-	-	・現場移動 ・代替種別冷却系 現場監視構成 (代替原子炉種別冷却系に接続のない部分)	120分												この時間内に実施	
原子炉格納容器上部注水系統操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉出力容器継ぎ目の原子炉格納容器上部注水													原子炉格納容器下部に事故熱を吸収し注水	
代替種別冷却系 スプレッドポンプ（運転） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレッドポンプ操作													0.165~0.390MPa[gage]で駆動スプレッド	
代替種別冷却系 準備動作 (系統構成2)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・放水移送ポンプ停止 ・代替種別冷却系 中央制御室監視構成													30分	
代替種別冷却系 準備動作 (系統構成2)	-	-	(2人) B, F	(2人) b, f	-	-	・現場移動 ・代替種別冷却系 現場監視構成 (残留熱除去系)													30分	
代替種別冷却系 準備動作 (系統構成2)	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・現場移動 ・代替種別冷却系 現場監視構成 (残留熱除去系)													30分	
代替種別冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・放水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレッドポンプ、原子炉格納容器下部注水準備													5分	
代替種別冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替種別冷却系による原子炉格納容器下部注水準備													適正実施	
可搬型代替注水ポンプ（2-2）による放水 貯水缶から放水貯蔵槽への給油	-	-	-	-	※2 ↓ (4人)		・可搬型代替注水ポンプ（2-2）による放水貯蔵槽への給油													適正実施	
給油作業	-	-	-	-	※3 ↓ (9人)		・可搬型代替注水ポンプ（2-2）への給油													適正実施	
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 (参画委員36人)																

() 内の数字は準備作業終了後、移動して対応する人員数

第 7. 2. 2-6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(2/2)

備考

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

東海第二発電所

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	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)		1	2	3	4		5	25	124
					▽ 約 2.7 時間 原子炉圧力容器温度（下鏡部） が 300℃ 到達							
原子炉圧力容器破損の判断	【1人】 A	-	-	●原子炉圧力容器破損の判断 ●溶融炉心の増殖量の確認	破損判断パラメータ（格納容器下部水温） の継続監視	5分						
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	【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操作（原子炉圧力容器破損後）		1分	適宜状態監視					
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）によるベダスタル（ドライウェル部）注水操作	【1人】 A	-	-	●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）によるベダスタル（ドライウェル部）注水操作及び水位制御操作		1分		注水開始後、水位制御を継続				解析上では、約10分以上の期間でベダスタル水位が変動するが、実運用上では格納容器当りの注水量に実質するところで可能な限り連続注水する手続とし、並行した操作を極力減らすこととする
代替蓄熱冷却系による格納容器除熱操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】 A	-	-	●代替蓄熱冷却系による原子炉注水操作 ●代替蓄熱冷却系による格納容器冷却操作				原子炉注水中、適宜状態監視 格納容器冷却中、適宜状態監視				
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	-	-	●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				適宜実施				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続とし、並行した操作を極力減らすこととする
使用済燃料プールの除熱操作	【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（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作	適宜実施				15分			解析上考慮しない スポンジによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動まで実施する 解析上考慮しない 約20時間までに実施する
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	●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						解析上考慮しない 炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は事前に情報し、ロープ降下を確認しながら作業を行う
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	-	-	【6人】 c~h	●可搬型窒素供給装置の移動、接続操作及び起動操作						180分		可搬型窒素供給装置起動後、適宜状態監視
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 ●可搬型窒素供給装置への給油操作							90分	適宜実施 タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する
必要要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a~j 及び参集2人									

第 3.2-3 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（2/2）

備考