

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-9 改6
提出年月日	平成30年1月22日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

比較表

平成30年1月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

重大事故等対策の有効性評価

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B）
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D， T B U）
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）
 - 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 2.5 原子炉停止機能喪失
 - 2.6 L O C A時注水機能喪失
 - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）
3. 重大事故
 - 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）
 - 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
 - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

- 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
- 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 3.4 水素燃焼
- 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

- 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 想定事故 1
 - 4.2 想定事故 2

- 5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

- 6. 必要な要員及び資源の評価

- 付録 1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>7.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>7.2.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUX、長期TB、TBU 及びTBD である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器下部注水系（常設）によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに、溶融炉心が落下するまで、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p>	<p>3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>3.2.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUX、長期TB、TBU 及びTBDである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、溶融炉心、水蒸気、水素等の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作により原子炉を減圧することによって、格納容器の破損を防止する。</p> <p>また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、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、長期的には、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、格納容器の破損を防止する。</p> <p>さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素を注入することによって、格納容器の破損を防止する。</p> <p>本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには、原子炉圧力容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があることから、原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。一方、本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。また、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影</p>	<p>水素等：FPや酸素といったその他の流体を含む</p> <p>柏崎の記載を踏まえて追加</p> <p>柏崎の記載を踏まえて追加</p> <p>柏崎の記載を踏まえて追加</p> <p>東海第二では、ベント開始時間を遅延するため格納容器内への窒素供給を実施</p> <p>東海第二では、シナリオの想定としてRPV破損までは原子炉注水しないが、RPV破損後はRPV内を冷却するための原子炉注水を実施する手順とするため、RPV破損後は代替循環冷却系による原子炉注水を実施する想定としている。</p> <p>東海第二では、原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して、原子炉減圧を可能とするため、逃がし安全弁の自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。</p> <p>その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作を行う運転員 12 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）</p>	<p>響について評価することとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素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を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動操作による原子炉減圧手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水手段を整備する。</p> <p>さらに、原子炉圧力容器破損前における格納容器からの除熱のため、緊急用海水系による冷却水（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する。なお、この格納容器除熱手段には逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（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減圧及び除熱手段を整備する。</p> <p>また、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬型窒素供給装置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の他の対応も含めた一連の重大事故等対策の概要を以下に示す。対策の概略系統図を第 3.2-1 図に、対応手順の概要を第 3.2-2 図に示す。また、重大事故等対策の手順と設備との関係を第 3.2-1 表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、必要な要員は災害対策要員（初動）20 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する参集要員 2 名である。災害対策要員（初動）の内訳は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名、運転操作対応を行う当直運転員 4 名、指揮、通報連絡を行う災害対策要員（指揮者等）4 名及び現場操作を行う重大事故等対応要員 10 名である。</p> <p>参集要員の内訳は、燃料給油操作を行う重大事故等対応要員 2 名である。</p>	<p>柏崎の記載を踏まえ修正</p> <p>柏崎では逃がし安全弁の環境条件緩和の観点としてスプレイを実施しているが、東海第二では直接的な対策ではなく、代替循環冷却系によって格納容器内を除熱した結果として、逃がし安全弁の環境条件についても緩和されるという記載にしている。</p> <p>東海第二では、ベント開始時間を遅延するため格納容器内への窒素供給を実施</p> <p>東海第二では原子炉圧力容器破損後のスプレイマネジメント等、特有の手順がある。</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の相違により必要要員数は異なるが、タイムチャートに要員の充足性を確認している。</p> <p>東海第二では招集要員は 2 時間以降に期待する評価としている。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>は8名である。</p> <p>また、事象発生10時間以降に追加に必要な要員は、代替原子炉補機冷却系作業等を行うための参集要員26名※1である。必要な要員と作業項目について第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>※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>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、災害対策要員（初動）20名及び参集要員2名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認 運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。また、主蒸気隔離弁が閉止し、逃がし安全弁（安全弁機能）により原子炉圧力が制御されるとともに、再循環ポンプが停止したことを確認する。 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は、平均出力領域計装等である。</p> <p>b. 原子炉への注水機能喪失の確認 原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。 原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は、原子炉隔離時冷却系系統流量である。</p> <p>c. 早期の電源回復不能の確認 全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作を開始する。</p> <p>d. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作 早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。 常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作に必要な計装設備は、緊急用M/C電圧である。</p> <p>e. 電源確保操作対応 早期の電源回復不能の確認後、非常用ディーゼル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。</p> <p>f. 可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後、可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。</p>	<p>東海第二では緊急用海水系に期待した評価としている。</p> <p>東海第二では、運転員の対応を厳しく評価する観点から、SBOを想定</p> <p>平均出力領域計装等： 【スクラム】平均出力領域計装、起動領域計装 【主蒸気隔離弁閉止】原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 【SBO】M/C 2C電圧、M/C 2D電圧、緊急用M/C電圧</p> <p>東海第二では、解析上考慮しない操作も含め、手順に従い必ず実施する操作を記載</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ準備及びホース敷設等：移動、ポンプ設置、ホース敷設・接続、送水準備を含む</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
	<p>g. 高圧注水機能喪失の確認 原子炉スクラム後，原子炉水位の低下が継続し，原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達した後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。 高圧注水機能喪失の確認に必要な計装設備は，原子炉隔離時冷却系系統流量等である。</p> <p>h. 高圧代替注水系の起動操作 高圧注水機能喪失の確認後，中央制御室からの遠隔操作により高圧代替注水系を起動する。なお，有効性評価においては，高圧代替注水系による原子炉注水操作には期待しない。 高圧代替注水系による原子炉注水に必要な計装設備は，高圧代替注水系系統流量である。</p> <p>i. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後，中央制御室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施し，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線を受電する。 常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は，M/C 2C電圧及びM/C 2D電圧である。</p> <p>j. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。</p> <p>k. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後，中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。なお，有効性評価においては，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作に必要な計装設備は，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。</p> <p>l. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能喪失を確認した後，中央制御室にて，非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に，緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また，中央制御室からの遠隔操作により緊急用海水ポンプを起動し，緊急用海水系に海水を通水する。 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作に必要な計装設備は，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）である。</p> <p>m. 代替循環冷却系による格納容器除熱操作</p>	<p>原子炉隔離時冷却系系統流量等：原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉各理事冷却系系統流量，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）</p> <p>東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，SBOを想定</p> <p>東海第二では事象発生 90 分後から代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>c. 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>緊急用海水系に海水を通水した後，中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することで，格納容器スプレイを実施し，格納容器除熱を実施する。</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱操作に必要な計装設備は，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>n. 炉心損傷の確認</p> <p>原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い，炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は，格納容器雰囲気放射線モニタガンマ線線量率が設計基準事故（原子炉冷却材喪失）相当の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)等である。</p> <p>o. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作</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，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動で開放し，原子炉を急速減圧する。なお，この原子炉減圧のタイミングは，原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合，原子炉減圧を遅らせた方が，原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため，原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で，ジルコニウム-水反応が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作に必要な計装設備は，原子炉水位（燃料域）等である。</p> <p>原子炉減圧後は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の開状態を保持し，原子炉圧力を低圧状態に維持する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3. 2. 1)</p>	<p>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等：代替循環冷却系格納容器スプレイ流量，ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）等：格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>東海第二では，BAF+20%で実施（詳細は添付資料 3. 2. 1）</p> <p>東海第二では，原子炉減圧タイミングの考え方について記載</p> <p>原子炉水位（燃料域）等：原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・プール水温度</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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送ポンプ 2 台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却※3 を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa[gage]以下となった時点で停止する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドライウェル雰囲気温度、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）等である。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却と同時に原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。</p> <p>※3 原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的で実施する操作。なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は原子炉減圧機能を維持できる。</p> <p>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>p. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作</p> <p>代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作を実施する。この場合の注水は、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ溶融炉心・コンクリートの影響を緩和する観点から格納容器下部水位を 1m に調整することが目的であるため、格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認後、ペDESTAL（ドライウェル部）への注水を停止する。その後、ペDESTAL（ドライウェル部）水はサブプレッション・プールに排水され、格納容器下部水位は 1m に調整される。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作に必要な計装設備は、格納容器下部水位等である。</p> <p>q. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作</p> <p>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応により水素が発生し、水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p> <p>格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器内水素濃度（SA）等である。</p> <p>r. サプレッション・プール水 pH制御装置による薬液注入操作</p> <p>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操</p>	<p>東海第二では代替循環冷却系によって格納容器内除熱が継続されていることから、格納容器圧力は上昇せず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作の実施基準（465kPa[gage]）に到達しない。</p> <p>東海第二では通常時からペDESTAL内に水位約 1m の水張りをしている。事故時には、デブリ冷却の観点から水位を確実に 1m 付近とするため、一旦ペDESTAL（ドライウェル部）注水し、水位が 1m を超えた時点で注水を停止、その後、自動排水によって水位は 1m に戻ることで、デブリ落下時に確実に 1m 付近に水位を維持する</p> <p>なお、MAAP解析上は、デブリ落下まではペDESTAL水位は 1m に維持されていることから、水位の確保操作については模擬していない。</p> <p>格納容器下部水位等：低圧代替注水系格納容器下部注水流量、格納容器下部水位、代替淡水貯槽水位</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）等：格納容器内水素濃度（SA）、格納容器内酸素濃度（SA）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>h. 原子炉圧力容器破損確認 原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。 原子炉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。 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 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。 格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等である。 格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）のほか、格納容器下部水位計によっても確認することができるが、原子炉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</p>	<p>作によりサブプレッション・プール水 pH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。サブプレッション・プール水の pHを7以上に制御することで、サブプレッション・プール水中での分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。</p> <p>s. 格納容器下部水温の継続監視 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。 格納容器下部水温の継続監視の開始に必要な計装設備は、原子炉圧力容器温度等である。</p> <p>t. 原子炉圧力容器破損の判断 格納容器下部水温の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって、原子炉圧力容器破損を判断する。 原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、格納容器下部水温である。 （添付資料3.2.2）</p> <p>u. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後） 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常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施する。 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）のために必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>v. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水操作 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（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常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部水位2.75mまでペデスタル（ドライウエル部）注水を実施する。以降は、ペデスタル（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・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、約2.25mから約2.75mの範囲に水位を維持する。ただし、高さ0.2mまでの溶融炉心堆積が検知されない場合は、断続的に溶融炉心が落下し</p>	<p>東海第二では、RPV破損後速やかに代替格納容器スプレイ及び格納容器下部注水を実施するため、RPV破損を確実に検知するための対応として、RPV下鏡部温度が300℃に到達した時点で、RPV破損の兆候ととらえ、格納容器下部水温の継続監視を行う 原子炉圧力容器温度等：原子炉圧力容器温度、格納容器下部水温 デブリがペデスタルに落下し、水温計がデブリと接触することで機能喪失することでRPV破損を判断する。 （詳細は添付資料3.2.2）</p> <p>代替循環冷却系が運転中であるが、デブリがペデスタル（ドライウエル部）のプール水に落下した際に発生する蒸気量が多く、十分な格納容器冷却ができないため、代替格納容器スプレイ冷却系を追加起動する。 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等：低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、代替淡水貯槽水位 デブリの落下により低下した水位を補いデブリの冠水を維持するために、格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水を行う。水位回復後は、S/P水位上昇を極力抑えるために、ペデスタル（ドラ</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <p>原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること 原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。</p> <p>溶融炉心の冷却維持は、主に格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水によって実施するが、サプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位+約 1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサプレッション・チェンバのプール水の原子炉格納容器下部への流入による溶融炉心の冷却に期待でき、サプレッション・チェンバ・プール水位計によってこれを推定することができる。</p> <p>j. 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱※4 代替原子炉補機冷却系の準備が完了した後、復水移送ポンプを停止し、代替循環冷却系の運転の準備を実施する。代替循環冷却系の運転の準備が完了した後、代替原子炉補機冷却系を用いた代替循環冷却系の運転による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、復水補給水系流量計（格納容器下部注水流量）及び復水補給水系流量計（RHR B 系代替注水流量）を用いて格納容器下部注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器下部注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で格納容器下部注水及び格納容器スプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系による溶融炉心冷却を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）、格納容器内圧力、サプレッション・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>た際の水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制する観点から、約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等である。</p> <p>格納容器下部注水系（常設）により溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることは、格納容器下部水位計によって確認することができる。高さ 0.2m までの溶融炉心堆積を検知した場合は、原子炉圧力容器破損時の影響を受けないペDESTAL 外側のボックス内の格納容器下部水位計（2.25m 及び 2.75m 位置にそれぞれ複数設置）によって格納容器下部水位を監視し、溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。また、高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、格納容器下部水位計（0.5m 及び約 1m 位置にそれぞれ複数設置）によって、溶融炉心が冠水可能な水位に維持されていることを確認できる。なお、格納容器下部雰囲気温度により格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していることを確認することによっても、溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.2.3）</p> <p>w. 代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作 「m. 代替循環冷却系による格納容器除熱操作」以降、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続するが、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、原子炉圧力容器内の冷却及び格納容器の除熱のため、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先を原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。サプレッション・プールを水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施し、緊急用海水系により格納容器内の熱を海に逃がすことで、格納容器外からの注水によるサプレッション・プール水位の上昇抑制を図る。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作に必要な計装設備は、代替循環冷却系原子炉注水流量等である。</p> <p>x. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作 代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作を実施後、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、「u. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）」を一旦停止し、格納容器への水の持ち込みを制限する。ただし、格納容器圧力が上昇し、465kPa [gage] に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作を実施し、</p>	<p>イウエル部）内の水位を一定の範囲に制御する。</p> <p>低圧代替注水系格納容器下部注水流量等：低圧代替注水系格納容器下部注水流量、格納容器下部水温、格納容器下部水位、代替淡水貯槽水位</p> <p>デブリの落下量が少量で、プール水が十分にサブクール度が低い状態になっていない場合には水蒸気爆発発生時の影響が大きくなるため、プール水のサブクール度が小さくなるために必要なデブリが十分落下するまで（高さ 0.2m まで堆積）は、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を 0.5m から 1m の範囲で制御する。</p> <p>外部水源の持ち込みを制限し、S/P 水位+6.5m 到達による格納容器ベントを回避するため、内部水源である代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を行う。原子炉注水した水は、PRV 下部の破損口から落下してペDESTAL（ドライウエル部）内に注水される。</p> <p>代替循環冷却系原子炉注水流量等：代替循環冷却系原子炉注水流量、大チャ循環冷却系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力</p> <p>外部水源持ち込みを制限するため代替格納容器スプレイを一旦停止するが、一時的に格納容器圧力が再上昇するため、465kPa [gage] 到達時点で再度スプレイを実施する。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>7.2.2.2 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压状態が維持される「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）」である。</p> <p>本評価事故シーケンスは「高压溶融物放出／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、高压溶融物放出／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>格納容器圧力が400kPa [gage] 到達により格納容器冷却を停止する。以降、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の運転により、格納容器圧力を400kPa [gage] から465kPa [gage] の範囲で制御する。これは、格納容器圧力を400kPa [gage] から465kPa [gage] の高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作の遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するための運用として設定している。</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作に必要な計装設備は、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等である。</p> <p>y. 使用済燃料プールの冷却操作 代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。</p> <p>z. 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作 格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合、可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。</p> <p>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作に必要な計装設備は、格納容器内酸素濃度（SA）である。</p> <p>a a. タンクローリによる燃料給油操作 タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。</p> <p>3.2.2 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、TQUXに属する事故シーケンスの内、事象進展が早く、時間余裕及び設備容量の観点で厳しい「過渡事象＋高压炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」である。</p> <p>本評価事故シーケンスでは「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性評価として、原子炉圧力容器破損時の原子炉冷却材圧力を確認する観点より、原子炉圧力容器破損までは事象を進展させることを前提とする必要があり、原子炉への注水失敗により原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。具体的には、炉心損傷前の段階で設計基準事故対処設備の非常用炉心冷却系である高压炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系並びに原子炉隔離時冷却系のみならず、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）等を含む全ての低圧注水機能が失われることで「2.2 高压注水・減圧機能喪失」に示した過渡</p>	<p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量等：低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、代替淡水貯槽水位</p> <p>東海第二では、シナリオの想定としてRPV破損までは原子炉注水しないが、実際の手順としては、RPV破損後はRPV内を冷却するため原子炉注水を実施することとしており、手順に従いRPV破損後は代替循環冷却系による原子炉注水を実施する想定としている。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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 によるドライウエ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压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>本格格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される，炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し，炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては，炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である低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</p>	<p>時自動減圧回路が作動せず，低压注水機能を含む全ての注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心が損傷し，その後，原子炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。</p> <p>仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には，原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れやペDESTAL（ドライウエル部）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畳を考慮する。</p> <p>なお，格納容器過圧・過温破損の観点については，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり，LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは，過圧の観点ではLOCAによるドライウエ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压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>落下量の抑制等：溶融炉心落下後のP CV圧力・温度上昇の緩和，コリウム シールドやコンクリートへの影響緩和を含む</p> <p>東海第二では，運転員の対応を厳しく評価する観点から，SBOを想定。</p> <p>東海第二では，「o. 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作」において減圧タイミングの考え方を記載している。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>事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異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であるが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁に期待し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同様のシーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p>	<p>本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。</p> <p>TQUVでは、安全機能の喪失に対する仮定として、減圧機能は喪失していないが、低圧注水機能が喪失していることから原子炉注水ができないため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作によって原子炉を減圧し、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>TQUXでは、安全機能の喪失に対する仮定として、減圧機能が喪失しているため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作によって原子炉を減圧し、高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。</p> <p>以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、本評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉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。よって、格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同じシーケンスで各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。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>表現の相違はあるが内容は同じ（ヒアリングコメントをうけ表現を最適化している）</p> <p>表現の相違はあるが内容は同じ</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.2-2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能等の喪失に対する仮定 高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のものとする。これは、炉心損傷前には原子炉を減圧できない状況を想定するためである。 ※5 代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）制御不能による低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>(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压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</p>	<p>(2) 有効性評価の条件 本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を第3.2-2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件 (a) 起因事象 起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高压注水機能として高压炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低压注水機能として低压炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低压注水系）が機能喪失するものとし、さらに、全ての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畳を考慮するものとする。</p> <p>(c) 重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定 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する。なお、常設低压代替注水系ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能となる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）は考慮する。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。 また、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響を「3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」において評価するものとする。</p> <p>(d) 外部電源 外部電源は使用できないものとする。 安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。</p> <p>(e) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響 原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。 (添付資料3.2.4)</p> <p>(f) 水素及び酸素の発生 水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。初期条件の初期酸素濃度並</p>	<p>東海第二では、運転員の対応を厳しく評価する観点から、SBOを想定</p> <p>柏崎では事象を通じて原子炉注水を実施していないが、東海第二ではベースケースにおいてRPV破損後に原子炉注水を実施しているため、感度解析としてRPV破損後に原子炉注水に期待しない場合の解析を実施</p> <p>資源の観点では常設代替高压電源装置5台が事象発生から7日間継続起動した場合でも軽油貯蔵タンクの容量以下の消費であることを別途評価している。</p> <p>柏崎ではコンクリート侵食によるガス発生を踏まえ「MCCI」において水素及び酸素の影響を確認しているが、東海第二ではコンクリートは侵食しないため「DCH」において水素及び酸素の発生の影響を確認している</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>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、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。 ※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>びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム 原子炉スクラムは、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) 再循環ポンプ 再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。</p> <p>(d) 逃がし安全弁 逃がし安全弁（安全弁機能）にて原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑制するものとする。また、原子炉減圧には、逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を使用するものとし、容量として、1弁当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。</p> <p>(e) 代替循環冷却系 代替循環冷却系の循環流量は、炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、全体で250m³/hとし、原子炉圧力容器破損前及び原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向となるまではドライウェルへ250m³/hで連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、ドライウェルへ150m³/h、原子炉へ100m³/hにて流量配分し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。</p> <p>(f) 緊急用海水系 代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、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>(g) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 原子炉圧力容器破損の判断後に、格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量を考慮し、300m³/hにて格納容器内にスプレイするものとする。格納容器圧力が低下傾向となれば、一旦格納容器スプレイを停止するが、再度格納容器圧力が上昇し、格納容器圧力465kPa [gage]に到達した場合は、運転員の操作頻度を厳しめに高くする観点から、130m³/hにて格納容器内にスプレイするものとする。</p>	<p>解析における原子炉水位低下を厳しく見積もる観点から、原子炉水位低（レベル3）信号によりスクラムするものとしている。</p> <p>東海第二ではヒアリングでの議論を踏まえ記載</p> <p>東海第二では、原子炉圧力が高めに維持され、また、原子炉減圧時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなることで、評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能に期待した評価としている。</p> <p>代替循環冷却系が運転中であるが、デブリがペDESTAL（ドライウェル部）のプール水に落下した際に発生する蒸気量が多く、十分な格納容器冷却ができないため、代替格納容器スプレイ</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で開始する。</p> <p>(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）は、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉压力容器破損を確認した場合に停止する。</p> <p>(c) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の先行水張り）は、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉格納容器下部の水位が2m（注水量180m³相当）に到達したことを確認した場合に停止する。</p> <p>(d) 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損後の注水）は、原子炉压力容器破損を確認した場合に開始する。</p> <p>(e) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器冷却）は、格納容器圧力が0.465MPa[gage]又は格納容器温度が190℃に到達した場合に開始する。なお、格納容器スプレイは、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事象発生から約20時間後に停止するものとする。</p> <p>(f) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作※7は、代替循環冷却系への切替え</p>	<p>(h) 格納容器下部注水系（常設） 原子炉压力容器破損の判断後に、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、80m³/hにてペDESTAL（ドライウェル部）に注水するものとする。</p> <p>(i) 可搬型窒素供給装置 可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、純度99vol%にて200m³/h（窒素198m³/h及び酸素2m³/h）の流量で格納容器内に注入するものとする。</p> <p>(j) コリウムシールド耐熱材の種類 コンクリートの侵食を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定する。</p> <p>(k) コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度 ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、2,100℃を設定する。 （添付資料3.5.1）</p> <p>(l) ペDESTAL（ドライウェル部）床面積 溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなることから、コリウムシールドを考慮した床面積を設定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で開始するものとする。</p> <p>(b) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生90分後から開始するものとする。その後、原子炉压力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて30分後に、ドライウェルと原子炉へ流量配分し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施することで、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施するものとする。</p> <p>(c) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作は、炉心損傷後に代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施した後に開始し、格納容器下部水位が1mを超えて上昇したことを確認した場合に停止するが、ペDESTAL（ドライウェル部）には事象初期から約1mの水位を形成していることから、有効性評価上は本操作を考慮しないものとする。</p> <p>(d) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に</p>	<p>冷却系を追加起動する。 詳細は「v. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作」に記載 空気を吸って窒素を供給するため、総供給量200m³/hに対し、装置の効率99%を加味し、窒素198m³/h、酸素2m³/hとして評価している コンクリートの侵食はないことから「防止」に変更 融点は国プロに基づき設定（添付資料3.5.1）</p> <p>東海第二ではコリウムシールドを全面に敷設することから、床面積についてはコリウムシールド設置後の床面積を設定している。</p> <p>東海第二では、緊急用海水系及び代替循環冷却系による格納容器除熱を実施</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>の準備時間等を考慮し、格納容器スプレイ停止から0.5時間後の、事象発生から20.5時間後から開始するものとする。</p> <p>※7 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 代替循環冷却系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出※8されるものとする。</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>よる格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）は、原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮し、原子炉圧力容器破損の6分後に開始するものとする。また、原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じて30分後に停止するものとする。その後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が465kPa [gage] に到達した場合に開始し、格納容器圧力が400kPa [gage] まで低下した場合に停止する間欠注水を行うものとする。</p> <p>(e) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は、操作実施に必要な時間を考慮し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）の1分後に開始するものとする。また、格納容器下部水位が2.75mに到達した場合に停止するものとする。その後は、格納容器下部水位が2.25mまで低下した場合に注水を開始し、2.75mに到達した場合に停止する間欠注水を行うものとする。</p> <p>(f) 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作は、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素注入を開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価（Cs-137放出量評価）の条件</p> <p>a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。</p> <p>b. 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合で、格納容器内に放出されるものとする。</p> <p>c. 格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・プール水でのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。</p> <p>d. 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価条件は以下のとおりとする。</p> <p>(a) 格納容器からの漏えい率は、設計漏えい率及びAECの式等に基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するものとする。</p> <p>(b) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系により原子炉建屋の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。また、原子炉建屋ガス処理系により負圧を達成した</p>	<p>代替循環冷却系が運転中であるが、デブリがペDESTAL（ドライウェル部）のプール水に落下した際に発生する蒸気量が多く、十分な格納容器冷却ができないため、代替格納容器スプレイ冷却系を追加起動する。</p> <p>詳細は「v. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作」に記載</p> <p>AECの式等：AECの式、GEの式、定常流の式の全てを包絡するよう設定している（添付資料3.1.2.5）</p> <p>東海第二では、準備時間等を考慮して、事象発生2時間後から原子炉建屋ガス処理系の効果に期待している</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>c) 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圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・チェンバ・プール水位及び注水流量の推移を第7.2.2-7図から第7.2.2-12図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約1.0時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点（事象発生から約1.4時間後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約7.0時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>事象発生から約3.7時間後、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、格納容器下部注水系（常設）による原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始すると同時に、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を行うことにより格納容器温度の上昇を抑制する。格納容器下部注水系（常設）による注水流量を約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り、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。</p>	<p>後は、大気への放出率を1回／日（設計値）とする。なお、原子炉建屋ガス処理系のフィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。</p> <p>原子炉建屋ガス処理系は、常設代替高压電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生115分後に起動し、起動後5分間で負圧が達成されることを想定する。</p> <p>(c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び除去効果は考慮しないものとする。（添付資料3.2.5）</p> <p>(4) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位（シュラウド内外水位）及び原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第3.2-4図から第3.2-6図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、サプレッション・プール水位、サプレッション・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図にそれぞれ示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系）が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約35分後に炉心損傷が開始する。原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点（事象発生から約38分後）で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。</p> <p>事象発生から90分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を行う。また、代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を実施し、格納容器下部水位を1mに調整する。</p> <p>原子炉減圧後の低圧代替注水系（常設）又は代替循環冷却系による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約4.5時間後に原子炉圧力容器破損に至る。</p> <p>原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の水位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り、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。</p> <p>溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した後は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル</p>	<p>備考</p> <p>東海第二では、RPV破損シーケンスの過圧・過温に対する影響などは全て「DCH」で確認することとしているため、気相濃度、コンクリート侵食量を含めたすべての評価結果を記載している</p> <p>東海第二ではフローチャートと記載を統一運用の相違</p> <p>東海第二では循環冷却系によって格納容器除熱を行う。代替循環冷却による除熱開始後、RPV破損までに水位確保操作を実施。</p> <p>MCCIによる侵食を防止しつつ、水蒸気爆発の影響を小さくする水位として設定</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の流量を 130m³/h 以上にすることにより、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。</p> <p>事象発生から 20.5 時間が経過した時点で、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却系の運転を開始する。代替循環冷却系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、原子炉格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。</p> <p>なお、事象発生から約 7.0 時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 0.3MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。</p> <p>本評価では、「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</p>	<p>部)に 80m³/h の注水を行い、溶融炉心を冠水維持することで、継続的に溶融炉心の冷却を実施する。</p> <p>崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇する。原子炉圧力容器破損前から代替循環冷却系による格納容器除熱操作により 250m³/h の格納容器スプレイを実施していること、原子炉圧力容器破損を判断した時点で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（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>格納容器圧力が低下傾向となった時点で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器冷却を停止するとともに、代替循環冷却系の循環流量を調整し、ドライウエルへ 150m³/h、原子炉へ 100m³/h に分配する。その後、格納容器圧力が 465kPa [gage] に到達した時点で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による 130m³/h の格納容器スプレイを実施する。これらによって、格納容器圧力及び雰囲気圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、ペDESTAL（ドライウエル部）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（サブプレッション・チェンバ）内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。</p> <p>なお、事象発生から約 4.5 時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃がし安全弁（自動減圧機能）によって原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能）を通してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁（自動減圧機能）は確実に開状態を維持することが可能である。</p> <p>(添付資料 3.2.6)</p> <p>b. 評価項目等</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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。事象発生約 7.4 時間後に最高値の約 0.47MPa [gage] となるが、以降は低下傾向となることから、格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa [gage]) を下回る。なお、格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 7.4 時間後においても、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、格納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の 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>溶融デブリが十分冷却されるまでは蒸発量も多く、冠水維持の観点で 80m³/h の注水を実施。溶融デブリが十分冷却された後は、蒸気発生量が低下し格納容器圧力も低下傾向になるため、ペDESTALへの注水は代替循環冷却系による原子炉注水への崩壊熱相当の注水が R P V 下部の破損口からペDESTALに流入することで溶融デブリを冷却する。</p> <p>解析上、代替格納容器スプレイ冷却系を停止し代替循環冷却系を起動した時点では代替循環冷却系の除熱量では格納容器圧力の上昇を抑えきれず若干上昇するため、465kPa[gage]到達時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を再度起動する。その後、400kPa[gage]到達により代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を停止する。</p> <p>東海第二では、R P V破損シーケンスの過圧・過温に対する影響などは全て「DCH」で確認することとしているため、気相濃度、コンクリート侵食量を含めたすべての評価結果を記載している</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>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)の評価項目については，原子炉格納容器が健全であるため，原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され，また，大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは，原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋内で時間減衰し，また，粒子状放射性物質は，原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い，原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず，原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合，漏えい量は約2.5TBq（7日間）となり，100TBqを下回る。</p> <p>事象発生からの7日間以降，Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ，約2.6TBq(30日間)及び約2.6TBq(100日間)であり，100TBqを下回る。</p>	<p>(添付資料3.2.7)</p> <p>格納容器雰囲気温度は，第3.2-8図及び第3.2-10図に示すとおり，格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うことによって，温度上昇は抑制される。事象発生後の約7.4時間後に最高値の約151℃となるが，以降は低下傾向となることから，評価項目である200℃を下回る。</p> <p>原子炉圧力は，第3.2-4図に示すとおり，原子炉圧力容器の破損直前で約0.3MPa [gage]であり，原子炉圧力容器の破損までに2.0MPa [gage]以下に低減される。</p> <p>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%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%を下回る。なお，コリウムシールドによってペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの侵食は抑制されることから，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。</p> <p>第3.2-9図及び第3.2-10図に示すとおり，事象発生から約4.5時間後に溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下するが，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却並びに代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱を行うことで，第3.2-7図及び第3.2-8図に示すとおり，格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は低下傾向を示し，ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器雰囲気は安定して除熱される。</p> <p>事象発生から7日までの大気中へのCs-137放出量は，約3.2×10^{-2} TBqであり，評価項目である100TBqを下回る。また，事象発生から7日間以降，Cs-137の放出が継続した場合の放出量評価を行ったところ，約3.4×10^{-2} TBq（事象発生30日間）及び約3.9×10^{-2} TBq（事象発生100日間）であり，いずれの場合も100TBqを下回る。</p>	<p>東海第二では，RPV破損シーケンスの過圧・過温に対する影響などは全て「DCH」で確認することとしているため，気相濃度，コンクリート侵食量を含めたすべての評価結果を記載している</p> <p>今後柏崎に合わせて記載</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>7.2.2.3 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「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における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、エンタレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析</p>	<p>(添付資料3.2.5, 3.2.8)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)、(6)及び(7)の評価項目並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態の維持について、対策の有効性を確認した。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目については、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において確認している。また、(8)の評価項目については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。</p> <p>3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪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。よって、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作、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、エンタレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、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> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それら</p>	<p>東海第二では、RPV破損シーケンスの過圧・過温に対する影響などは全て「DCH」で確認することとしているため、気相濃度、コンクリート侵食量を含めたすべての評価結果を記載している</p> <p>東海第二ではSRVの環境緩和について代替循環冷却系による除熱に伴うと記載している。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，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，原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施するが，炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから，原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが，数分程度の差異であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）があるが，炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから，原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損前の原子炉格納容器冷却）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>の不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压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压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逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作であり，また，燃料被覆管温度及び原子炉压力容器温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが，数分程度の差異であることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，リロケーション及び構造材との熱伝達を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>備 考</p> <p>東海第二では R P V 破損後に原子炉注水を実施することから，R P V 破損までは原子炉注水に期待しない評価としている。</p> <p>燃料被覆管温度等：被覆管酸化割合を含む</p> <p>東海第二では R P V 下鏡部温度を操作開始の起点としている運転員等操作はない（監視強化は行うが具体的な操作が伴うものではないため）</p> <p>東海第二では格納容器下部水温計により原子炉压力容器の破損を判断する手順としており，原子炉压力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>炉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。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉压力容器破損時の原子炉圧</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 F C I（溶融炉心細粒化）及び原子炉压力容器内 F C I（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 F C I 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、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている操作として常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後）があるが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであり、また、原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで、原子炉压力容器破損を速やかに判断可能であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>（添付資料 3. 2. 9）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点での逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作によって速やかに</p>	<p>東海第二では格納容器下部水温計により原子炉压力容器の破損を判断する手順としており、原子炉压力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。</p> <p>東海第二では格納容器下部水温計により原子炉压力容器の破損を判断する手順としており、原子炉压力容器内の重要現象の不確かさの影響はない。</p> <p>原子炉压力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等；原子炉水位の低下（喪失）、制御棒位置の指示値の喪失数増加を含む（添付資料 3. 2. 2）</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器が破損する前に、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ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における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が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約7時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p>	<p>原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に低減し、原子炉压力容器破損までに原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損が発生する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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、原子炉压力容器破損が発生する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を低下させ、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ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における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が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.9)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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，原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</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，原子炉圧力容器破損も遅くなり，原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位及び炉心流量は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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. 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 に対して最確条件は33GWd/t 以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和されるが，操作手順（逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位及び炉心流量は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.9)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は33GWd/t 以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりもおおむね小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和され，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作の開始が遅くなるが，原子炉圧力容器破損も遅くなり，原子炉減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位及び炉心流量は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.2.9)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要因が，運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(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>(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</p>	<p>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>操作条件の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達時（事象発生から約38分後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達するまでには事象発生から約38分の時間余裕があり、また、原子炉減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（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も小さい。また、本操作の操作開始時間は、緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり、緊急用海水系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが、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>(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>操作条件の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作は、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>(添付資料3.2.9)</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</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>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</p>	<p>の結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉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、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事象発生から90分あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり、約3時間の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(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3.2-28図、格納容器雰囲気温度の推移を第3.2-29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。</p> <p>(添付資料3.2.10)</p> <p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。また、原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できない場合の感度解析を実施した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.2.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策に必要な災害対策要員（初動）は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり20名であり、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、発電所外から2時間</p>	<p>東海第二では、ベースケースにおいてRPV破損後の原子炉注水を考慮した解析を実施しているため、感度解析として原子炉注水を考慮しない場合の解析を実施</p> <p>体制の相違</p> <p>東海第二では、事象初期に参集要員に</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 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 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）。 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</p>	<p>以内に参集可能な要員の71名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。</p> <p>a. 水 源 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約380m³の水が必要となる。 水源として、代替淡水貯槽に4,300m³の水を保有していることから、水源が枯渇することはない、7日間の対応が可能である。 代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱については、サブプレッション・プールを水源とすることから、水源が枯渇することはない、7日間の対応が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.11）</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、事象発生直後から7日間の常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の運転を想定すると、約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクには約800kLの軽油を保有していることから、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）による7日間の電源供給の継続が可能である。 可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入について、事象発生直後から7日間の可搬型窒素供給装置の運転を想定すると、約18.5kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクには約210kLの軽油を保有していることから、可搬型窒素供給装置による7日間の格納容器内への窒素注入の継続が可能である。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.2.12）</p>	<p>期待する操作はない。</p> <p>設備、運用の相違</p> <p>東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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 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。 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 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH発生）」について、有効性評価を行った。 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。 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。 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。 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>c. 電 源 重大事故等対策時に必要な負荷は約2,756kW必要であるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置5台）の連続定格容量は5,520kWであることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 （添付資料3.2.13）</p> <p>3.2.5 結 論 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧手段を整備している。 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」について有効性評価を行った。 上記の場合においても、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作により、原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を2.0MPa [gage] 以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。 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。 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、燃料及び電源については、7日間以上の供給が可能である。 以上のことから、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧手段の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「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>東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定</p>

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

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

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する手段対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 【軽油タンク】	-	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低で非常用炉心冷却系の自動起動信号が発生するが、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失していることを確認する。	-	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 【原子炉隔離時冷却系統流量】 【高圧炉心注水系統流量】 【燃費熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水による原子炉注水	高圧代替注水系統を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系統 復水貯蔵槽	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 高圧代替注水系統流量 復水貯蔵槽水位 (SS)
炉心視認確認 水素濃度監視	原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。 炉心損傷が発生すれば、シルニコウム-水反応等により水素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認する。	-	-	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/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)
逃がし安全弁 灯急減圧	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 以上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁 2 個を開放し、原子炉を急減圧する。	逃がし安全弁	-	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
代用格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器下部温度 300℃ 到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa gauge 到達を確認した場合は格納容器温度 190℃ 到達を確認した場合には原子炉格納容器の雰囲気冷却するため、中央制御室からの遠隔操作により復水移送ポンプ 2 台を使用した代用格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa gauge 到達によって閉鎖した場合は格納容器圧力が 0.39MPa gauge 以下となった時点で停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク	可搬型代替注水ポンプ (A-2 線) タンクローリ (11L)	原子炉圧力容器温度 復水移送水系統流量 (RHR B 系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) トライウエル雰囲気温度 復水貯蔵槽水位 (SA)

※1 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系統及び低圧注水系統の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心注水系統及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧注水系統による原子炉注水ができない場合。
 ■：有効評価上考慮しない操作

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

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

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

備考

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

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

有効性評価上期待する事故対処設備	
常設設備	可搬型設備
原子炉圧力容器下部への注水	原子炉圧力容器下部注水流量 格納容器下部水位 復水貯蔵槽水位 (SA)
原子炉圧力容器破損確認	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力容器温度 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (D/W) ドライウエール雰囲気温度
溶融炉心への注水	復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)
代替格納容器冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器下部注水	復水補給水流量 (EHR B 系代替注水流量) 復水補給水流量 (格納容器下部注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) ドライウエール雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プールの水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位

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

※1 原子炉圧力容器破損時の影響により、格納容器下部水位計による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又は全てについてこの数時間の推移を確認することにより、総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・ドライウエールの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること

また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン前まで（通常運転水位-約1.5m）を越える場合には、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。

※2 本格納容器破損モードの評価事故シナリクスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替種置冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。

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

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
高压注水機能喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達したことを確認する。 ・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に失敗したことを確認する。 	—	計装設備 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 * 原子炉圧力 (SA)
高压代替注水系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> ・高压注水機能喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により高压代替注水系を起動する。 	高压代替注水系 サブプレッション・プール* 常設代替直流通電源設備 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	—
常設代替高压電源装置による非常用母線の受電操作	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高压電源装置による緊急用母線の受電操作完了後、中央制御室及び現場にて常設代替高压電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。 ・中央制御室からの遠隔操作により常設代替高压電源装置から緊急用母線を介して非常用母線2C及び2Dを受電する。 	—	M/C 2C電圧* M/C 2D電圧*
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高压電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作 	中央制御室換気系* 非常用ガス処理系* 非常用ガス再循環系*	—
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	<ul style="list-style-type: none"> ・常設代替高压電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作 	ほう酸水注入系*	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力*

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

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
第3.2-1表 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について (3/6)				
操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水機能喪失を確認した後、中央制御室にて、非常用母線の負荷となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に、緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。 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。 	緊急用海水ポンプ 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	-	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	<ul style="list-style-type: none"> 緊急用海水系に海水を通水した後、中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系ポンプを起動することと、格納容器スプレイを実施し、格納容器除熱を実施する。 	代替循環冷却系ポンプ サブレスジョン・ブール* 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	-	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウェル圧力* サブレスジョン・チェンバ圧力*
炉心損傷の確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタガンマ線線量率が設計基準事故(原子炉炉冷却材喪失)相対の10倍以上となった場合とする。 	-	-	格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)* 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)*
逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の低下が継続し、燃料有効底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。 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。 	逃がし安全弁(自動減圧機能)* 非常用窒素供給系高压窒素ポンプ* 所内常設直流通電源設備	-	原子炉水位(燃料域)* 原子炉水位(SA燃料域) 原子炉圧力* 原子炉圧力(SA) サブレスジョン・ブール水温度*

* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																	
	<p>第3.2-1表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（4／6）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">操作及び確認</th> <th rowspan="2">手順</th> <th colspan="3">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th>常設設備</th> <th>可搬型設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水を実施する。 </td> <td> 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク </td> <td>—</td> <td> 低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位 </td> </tr> <tr> <td>酸素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により酸素濃度監視設備を起動する。 </td> <td> 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク </td> <td>—</td> <td> 格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA） </td> </tr> <tr> <td>サブレーション・プールpH制御装置による薬液注入操作</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサブレーション・プールpH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。 </td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部水温の継続監視</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 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。 </td> <td>—</td> <td>—</td> <td> 原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温 </td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器破損の判断</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって、原子炉圧力容器破損を判断する。 </td> <td>—</td> <td>—</td> <td>格納容器下部水温</td> </tr> </tbody> </table> <p>■：有効性評価上考慮しない操作</p> <p>* 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの</p>	操作及び確認	手順	重大事故等対処設備			常設設備	可搬型設備	計装設備	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水を実施する。 	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位	酸素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により酸素濃度監視設備を起動する。 	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）	サブレーション・プールpH制御装置による薬液注入操作	<ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサブレーション・プールpH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。 	—	—	—	格納容器下部水温の継続監視	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温	原子炉圧力容器破損の判断	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって、原子炉圧力容器破損を判断する。 	—	—	格納容器下部水温	
操作及び確認	手順			重大事故等対処設備																															
		常設設備	可搬型設備	計装設備																															
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水を実施する。 	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位																															
酸素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作により酸素濃度監視設備を起動する。 	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	—	格納容器内酸素濃度（SA） 格納容器内酸素濃度（SA）																															
サブレーション・プールpH制御装置による薬液注入操作	<ul style="list-style-type: none"> 酸素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によりサブレーション・プールpH制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。 	—	—	—																															
格納容器下部水温の継続監視	<ul style="list-style-type: none"> 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。 	—	—	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温																															
原子炉圧力容器破損の判断	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって、原子炉圧力容器破損を判断する。 	—	—	格納容器下部水温																															

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所				備考																				
	<p>第3.2-1表 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（5/6）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 210 1359 1915">操作及び確認</th> <th data-bbox="1359 210 1448 1915">手順</th> <th data-bbox="1448 210 1567 1915">常設設備</th> <th data-bbox="1567 210 1685 1915">可搬型設備</th> <th data-bbox="1685 210 2062 1915">計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1299 210 1359 1915"> 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後） </td> <td data-bbox="1359 210 1448 1915"> ・原子炉圧力容器破損の判断後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却（常設）による格納容器冷却を実施する。 </td> <td data-bbox="1448 210 1567 1915"> 常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク </td> <td data-bbox="1567 210 1685 1915">-</td> <td data-bbox="1685 210 2062 1915"> 低圧代替注水系格納容器スプレッド流量 ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ* 代替格納容器冷却装置 代替格納容器冷却装置 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 210 1359 1915"> 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）注水操作 </td> <td data-bbox="1359 210 1448 1915"> ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）による格納容器からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）により格納容器下部水位 2.75m までベデスタル（ドライウエル部）注水を実施する。以降は、約 2.25m から約 2.75m の範囲に水位を維持する。 ・高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。 </td> <td data-bbox="1448 210 1567 1915"> 常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器冷却装置 常設代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク </td> <td data-bbox="1567 210 1685 1915">-</td> <td data-bbox="1685 210 2062 1915"> 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替格納容器冷却装置 代替格納容器冷却装置 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1299 210 1359 1915"> 代替格納容器冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作 </td> <td data-bbox="1359 210 1448 1915"> ・原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器冷却系の注水を原子炉注水と格納容器スプレッドに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレッドを実施する。 </td> <td data-bbox="1448 210 1567 1915"> 代替格納容器冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 常設代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク </td> <td data-bbox="1567 210 1685 1915">-</td> <td data-bbox="1685 210 2062 1915"> 代替格納容器冷却系原子炉注水流量 代替格納容器冷却系格納容器スプレッド流量 ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ* </td> </tr> </tbody> </table>				操作及び確認	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	・原子炉圧力容器破損の判断後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却（常設）による格納容器冷却を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク	-	低圧代替注水系格納容器スプレッド流量 ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ* 代替格納容器冷却装置 代替格納容器冷却装置	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）注水操作	・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）による格納容器からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）により格納容器下部水位 2.75m までベデスタル（ドライウエル部）注水を実施する。以降は、約 2.25m から約 2.75m の範囲に水位を維持する。 ・高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器冷却装置 常設代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク	-	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替格納容器冷却装置 代替格納容器冷却装置	代替格納容器冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	・原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器冷却系の注水を原子炉注水と格納容器スプレッドに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレッドを実施する。	代替格納容器冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 常設代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク	-	代替格納容器冷却系原子炉注水流量 代替格納容器冷却系格納容器スプレッド流量 ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ*	<p>備考</p> <p>* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの</p>
操作及び確認	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備																					
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	・原子炉圧力容器破損の判断後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却（常設）による格納容器冷却を実施する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク	-	低圧代替注水系格納容器スプレッド流量 ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ* 代替格納容器冷却装置 代替格納容器冷却装置																					
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）注水操作	・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）による格納容器からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水（常設）により格納容器下部水位 2.75m までベデスタル（ドライウエル部）注水を実施する。以降は、約 2.25m から約 2.75m の範囲に水位を維持する。 ・高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は、約 0.5m から約 1m の範囲に水位を維持する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替格納容器冷却装置 常設代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク	-	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水温 格納容器下部水位 代替格納容器冷却装置 代替格納容器冷却装置																					
代替格納容器冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	・原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、中央制御室からの遠隔操作により代替格納容器冷却系の注水を原子炉注水と格納容器スプレッドに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレッドを実施する。	代替格納容器冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ* 常設代替格納容器冷却装置 軽油貯蔵タンク	-	代替格納容器冷却系原子炉注水流量 代替格納容器冷却系格納容器スプレッド流量 ドライウエル圧力* サプレッション・チェンバ*																					

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

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

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。 格納容器圧力が465kPa [gage] に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を実施し、格納容器圧力が400kPa [gage] に到達により格納容器冷却を停止する。 代替燃料プール冷却系等を用いて使用済燃料プールへの注水及び冷却を実施する。 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、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。 タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置に燃料給油を実施する。 	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	可搬型設備 可搬型設備用軽油タンク	計装設備 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ドライウェル圧力* サプレッション・チェンバ圧力* 代替淡水貯槽水位
使用済燃料プールの冷却操作				
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				格納容器内酸素濃度 (SA)
タンクローリによる燃料給油操作			可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ

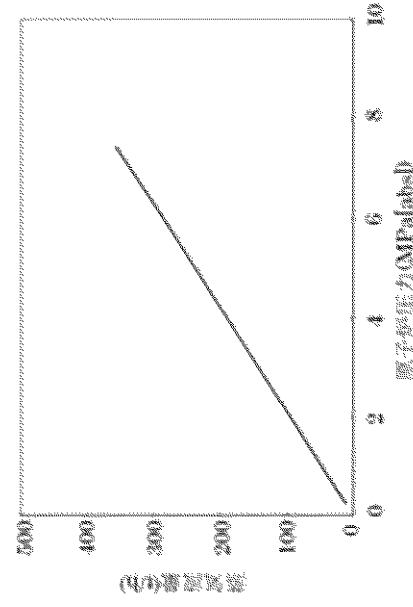
■：有効性評価上考慮しない操作
 * 既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
第7.2.2-2表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/5）		第3.2-2表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/7）		
項目	主要解析条件	項目	主要解析条件	
初期条件				
解析コード	MAAP	解析コード	MAAP	
原子炉熱出力	3,926MWt	原子炉熱出力	3,293MW	
原子炉圧力	7.07MPa [gagc]	原子炉圧力 (压力容器ドーム部)	6.93MPa [gagc]	
原子炉水位	通常運転水位（セパレータースカーフト下端から+119cm）	原子炉水位	通常運転水位（セパレータースカーフト下端から+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（ドライウエール）	7,350m ³	格納容器容積 (サブレーション・チェンバ・プールの水)	5,700m ³	
格納容器容積（ウエットウエール）	空間部：5,960m ³ 液相部：3,580m ³	格納容器容積 (サブレーション・チェンバ)	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	
真空破壊装置	3.43kPa（ドライウエール-サブレーション・チェンバ間差圧）	格納容器雰囲気温度	57℃	
サブレーション・チェンバ・プール水位	7.05m（通常運転水位）	格納容器圧力	5kPa [gagc]	
サブレーション・チェンバ・プール水温	35℃	格納容器雰囲気温度	57℃	
格納容器圧力	5.2kPa [gagc]	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℃）	
格納容器温度	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℃）			
条件設定の考え方				
	定格原子炉熱出力として設定		本評価事故シナリオの重要現象を評価できる解析コード	
	定格原子炉圧力として設定		定格熱出力を設定	
	通常運転時の原子炉水位として設定		定格圧力を設定	
	定格流量として設定		通常運転水位を設定	
	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		定格流量を設定	
	ドライウエール内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）		9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料（A型）を設定	
	ウエットウエール内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）		崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定	
	真空破壊装置の設定値		格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定	
	通常運転時のサブレーション・チェンバ・プール水位として設定		ドライウエール内ガス冷却装置の設計温度を設定	
	通常運転時のサブレーション・チェンバ・プール水温の上限值として設定		設計値を設定	
	通常運転時の格納容器圧力として設定		サブレーション・プールの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定	
	通常運転時の格納容器温度として設定			
	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定			

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考	
第7.2.2-2表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/5)					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当 (H力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定		
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定		
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びびべメント管は考慮しない	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない べメント管を考慮する場合、管内の水による除熱効果が考えられるが、保守的にこれを考慮しない		
	原子炉圧力容器上部の構造物の扱い	原子炉格納容器上部に落ちる溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定		
	格納容器下部床面積	6号炉の格納容器下部床面積を設定	コリウムシールドで囲まれる部分が広く、溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定		
	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点を設定		
	事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定		
		外部電源	外部電源なし	本評価事故シナシへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合は、外部電源の観点を厳しくすること踏まえ、外部電源なしとして設定	
		高温ガスによる配管等のクレープ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	
第3.2-2表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/7)					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方			
初期条件	サブレッション・プール水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	サブレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定		
	サブレッション・プール水温度	32℃	サブレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温度として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定		
	べメント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa (ドライウエル-サブレッション・チェンバール間差圧)	設計値を設定		
	外部水源の温度	35℃	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温度として、年間の気象条件変化を包含する高めの水温度を設定		
	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当 (圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定		
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定		
	ペDESTAL (ドライウエル部) 水張り水位	ペDESTAL (ドライウエル部) 床面から1m	「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を抑制しつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果を期待できる深さを考慮して設定		
	原子炉圧力容器下部及びペDESTAL (ドライウエル部) 内構造物の扱い	ペDESTAL (ドライウエル部) に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定		
	コンクリート以外の構造材の扱い	鉄筋は考慮しない	鉄筋についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない		

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.2-2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/5)				
主要解析条件		条件設定の考え方		
項目	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	
	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個, 363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×1個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×1個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個, 380t/h/個	逃がし弁機能の設計値として設定	逃がし弁機能の設計値として設定	
	逃がし安全弁 自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を閉することによる原子炉急速減圧 ＜原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の関係＞ 	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	
第 3.2-2 表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/7)				
主要解析条件		条件設定の考え方		
項目	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定	
	安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能喪失 低压注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高压注水機能として高压炉心スプレイス系及び原子炉隔離時冷却系、低压注水機能として低压炉心スプレイス系及び残留熱除去系(低压注水系)の機能喪失を設定 (全交流動力電源喪失の重量を考慮し設定)	
	重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定	原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	原子炉圧力容器が破損する条件として、原子炉注水を考慮しない設定	
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定	
	高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	
重大事故等対策に関連する機器条件				

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機		東海第二発電所		備考
第7.2.2-2表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (4/5)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	原子炉圧力容器破損前：70m ³ /hにて原子炉格納容器へスプレイ	格納容器温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定		
	原子炉圧力容器破損後：130m ³ /h以上で原子炉格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定		
	事前水張り時：90m ³ /hで注水	原子炉圧力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位2m到達まで水張り可能な流量として設定		
	原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定		
格納容器下部注水系 (常設)				
代替循環冷却系	総循環流量：190m ³ /h 格納容器スプレイ：約140m ³ /h 原子炉格納容器下部：約50m ³ /h	格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水量を考慮して設定		
コリウムシールド	コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウエルサンプへ流入しない	コリウムシールドを設置した原子炉格納容器下部の状態として設定		
重大事故等対策に関連する機器条件				
第3.2-2表 主要解析条件 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (4/7)				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
原子炉スクラム	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低 (レベル3) 信号にてスクラムするものとして設定		
	主蒸気隔離弁	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定		
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	
重大事故等対策に関連する機器条件				

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考																																	
<p>第 7.2.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（5/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉急速減圧操作</td> <td>原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達した時点</td> <td>炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（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）</td> <td>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉圧力容器破損を確認した場合に停止する</td> <td>格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の先行水張り）</td> <td>原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が 2m（総注水量 180m³）に到達したことを確認した場合に停止する</td> <td>炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）</td> <td>原子炉圧力容器破損を確認した場合</td> <td>炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器冷却）</td> <td>格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 又は格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始。格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa [gage] 以下となった時点で停止</td> <td>格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作[※]</td> <td>事象発生から 20.5 時間後</td> <td>代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 本格納容器破損モードの評価シナリオは原子炉補機冷却系の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は限定的に代替原子炉補機冷却系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、代替原子炉補機冷却系の準備に要する時間を設定した。</p>		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉圧力容器破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の先行水張り）	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が 2m（総注水量 180m ³ ）に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）	原子炉圧力容器破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器冷却）	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 又は格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始。格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作 [※]	事象発生から 20.5 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定	<p>第 3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（5/7）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>逃がし安全弁</td> <td> <p>(原子炉圧力制御時)</p> <p>安全弁機能</p> <ul style="list-style-type: none"> 7.79MPa [gage] × 2 個, 385.2t/h/個 8.10MPa [gage] × 4 個, 400.5t/h/個 8.17MPa [gage] × 4 個, 403.9t/h/個 8.24MPa [gage] × 4 個, 407.2t/h/個 8.31MPa [gage] × 4 個, 410.6t/h/個 <p>(原子炉減圧操作時)</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁の開放による原子炉急速減圧</p> <p>< 原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係 ></p> </td> <td> <p>設計値を設定</p> <p>なお、安全弁機能は逃がし弁機能に比べて原子炉圧力が高めに維持され、原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなるため、事象発生初期において 高压注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故シナリオにおいては、評価項目に対して厳しい条件となる</p> <p>逃がし安全弁の設計値に基づき原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定</p> </td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系</td> <td> <p>総循環流量：250m³/h</p> <ul style="list-style-type: none"> 250m³/h の流量で格納容器ヘスプレイ 150m³/h の流量で格納容器ヘスプレイ及び 100m³/h の流量で原子炉へ注水 <p>代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約 14MW</p> <p>(サブレーション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において)</p> </td> <td> <p>格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却に必要な流量を考慮して設定</p> <p>熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定</p> </td> </tr> <tr> <td>緊急用海水系</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		項目	主要解析条件	条件設定の考え方	逃がし安全弁	<p>(原子炉圧力制御時)</p> <p>安全弁機能</p> <ul style="list-style-type: none"> 7.79MPa [gage] × 2 個, 385.2t/h/個 8.10MPa [gage] × 4 個, 400.5t/h/個 8.17MPa [gage] × 4 個, 403.9t/h/個 8.24MPa [gage] × 4 個, 407.2t/h/個 8.31MPa [gage] × 4 個, 410.6t/h/個 <p>(原子炉減圧操作時)</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁の開放による原子炉急速減圧</p> <p>< 原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係 ></p>	<p>設計値を設定</p> <p>なお、安全弁機能は逃がし弁機能に比べて原子炉圧力が高めに維持され、原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなるため、事象発生初期において 高压注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故シナリオにおいては、評価項目に対して厳しい条件となる</p> <p>逃がし安全弁の設計値に基づき原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定</p>	代替循環冷却系	<p>総循環流量：250m³/h</p> <ul style="list-style-type: none"> 250m³/h の流量で格納容器ヘスプレイ 150m³/h の流量で格納容器ヘスプレイ及び 100m³/h の流量で原子炉へ注水 <p>代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約 14MW</p> <p>(サブレーション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において)</p>	<p>格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却に必要な流量を考慮して設定</p> <p>熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定</p>	緊急用海水系			
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																			
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定																																			
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始し、原子炉圧力容器破損を確認した場合に停止する	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定																																			
原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の先行水張り）	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したことを確認して開始、原子炉格納容器下部の水位が 2m（総注水量 180m ³ ）に到達したことを確認した場合に停止する	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定																																			
原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）	原子炉圧力容器破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定																																			
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器冷却）	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 又は格納容器温度が 190℃に到達した場合に開始。格納容器圧力 0.465MPa [gage] 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa [gage] 以下となった時点で停止	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定																																			
代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作 [※]	事象発生から 20.5 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定																																			
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																			
逃がし安全弁	<p>(原子炉圧力制御時)</p> <p>安全弁機能</p> <ul style="list-style-type: none"> 7.79MPa [gage] × 2 個, 385.2t/h/個 8.10MPa [gage] × 4 個, 400.5t/h/個 8.17MPa [gage] × 4 個, 403.9t/h/個 8.24MPa [gage] × 4 個, 407.2t/h/個 8.31MPa [gage] × 4 個, 410.6t/h/個 <p>(原子炉減圧操作時)</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁の開放による原子炉急速減圧</p> <p>< 原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係 ></p>	<p>設計値を設定</p> <p>なお、安全弁機能は逃がし弁機能に比べて原子炉圧力が高めに維持され、原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなるため、事象発生初期において 高压注水機能及び低圧注水機能が喪失する事故シナリオにおいては、評価項目に対して厳しい条件となる</p> <p>逃がし安全弁の設計値に基づき原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定</p>																																			
代替循環冷却系	<p>総循環流量：250m³/h</p> <ul style="list-style-type: none"> 250m³/h の流量で格納容器ヘスプレイ 150m³/h の流量で格納容器ヘスプレイ及び 100m³/h の流量で原子炉へ注水 <p>代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約 14MW</p> <p>(サブレーション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において)</p>	<p>格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却に必要な流量を考慮して設定</p> <p>熱交換器の設計性能に基づき、代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定</p>																																			
緊急用海水系																																					
重大事故等対策に関連する操作条件		重大事故等対策に関連する機器条件																																			

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考		
第3.2-2表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（6／7）				
重大事故等対策に関連する機器条件	項目	条件設定の考え方		
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	原子炉圧力容器破損判断後： 300m ³ /hにて格納容器へスプレイ		格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	格納容器下部注水系（常設）	格納容器圧力制御： 130m ³ /hにて格納容器へスプレイ		格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量であり，かつ運転員の操作頻度を厳しめに高くする観点から，運転手順に基づき設定
	可搬型窒素供給装置	80m ³ /hにてペデスタル（ドライウエル部）へ注水		溶融炉心の冠水継続が可能な流量として設定
	コリウムシールド耐熱材の種類	窒素 198m ³ /h 及び酸素 2m ³ /h の流量で窒素注入		格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	ジルコニア耐熱材		コンクリートの侵食を防止する観点から設定
	ペデスタル（ドライウエル部）床面積	2,100℃		ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定
		コリウムシールドを考慮		溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより，コンクリート侵食量の観点で厳しくなる設定

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																								
	<p>第3.2-2表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（7/7）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1294 1415 1359 1883">項目</th> <th data-bbox="1294 951 1359 1415">主要解析条件</th> <th data-bbox="1294 254 1359 951">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1359 1415 1561 1883">逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作</td> <td data-bbox="1359 951 1561 1415">原子炉水位が燃料有効底部から燃料有効長の20%高い位置に到達した時点</td> <td data-bbox="1359 254 1561 951">炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1561 1415 1685 1883">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</td> <td data-bbox="1561 951 1685 1415">事象発生から90分後</td> <td data-bbox="1561 254 1685 951">緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1685 1415 1810 1883">常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペダスタル（ドライウエル部）水位の確保操作</td> <td data-bbox="1685 951 1810 1415">解析上考慮しない</td> <td data-bbox="1685 254 1810 951">ペダスタル（ドライウエル部）には事象初期から1mの水位を形成していることから、解析上は本操作を考慮しない</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1810 1415 2012 1883">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）による格納容器破損後（原子炉圧力容器破損後）</td> <td data-bbox="1810 951 2012 1415">原子炉圧力容器破損6分後に開始し、格納容器圧力が低下傾向に転じてから30分後に停止</td> <td data-bbox="1810 254 2012 951">原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2012 1415 2107 1883">常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系によるペダスタル（ドライウエル部）注水操作</td> <td data-bbox="2012 951 2107 1415">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）開始から1分後に開始し、格納容器下部水位2.75mに到達した時点で停止。その後は、2.25mまで低下した時点で開始し、2.75mに到達した時点で停止</td> <td data-bbox="2012 254 2107 951">操作実施に必要な時間を考慮して設定。炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2107 1415 2202 1883">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</td> <td data-bbox="2107 951 2202 1415">格納容器圧力465kPa [gage]に到達した場合に開始し、格納容器圧力400kPa [gage]まで低下した時点で停止</td> <td data-bbox="2107 254 2202 951">格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td data-bbox="2202 1415 2350 1883">可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作</td> <td data-bbox="2202 951 2350 1415">格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合に開始</td> <td data-bbox="2202 254 2350 951">格納容器内酸素濃度がベント基準である4.3vol%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>重大事故等対策に関連する操作条件</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作	原子炉水位が燃料有効底部から燃料有効長の20%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮して設定	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	事象発生から90分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して設定	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペダスタル（ドライウエル部）水位の確保操作	解析上考慮しない	ペダスタル（ドライウエル部）には事象初期から1mの水位を形成していることから、解析上は本操作を考慮しない	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器破損後（原子炉圧力容器破損後）	原子炉圧力容器破損6分後に開始し、格納容器圧力が低下傾向に転じてから30分後に停止	原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系によるペダスタル（ドライウエル部）注水操作	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）開始から1分後に開始し、格納容器下部水位2.75mに到達した時点で停止。その後は、2.25mまで低下した時点で開始し、2.75mに到達した時点で停止	操作実施に必要な時間を考慮して設定。炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力465kPa [gage]に到達した場合に開始し、格納容器圧力400kPa [gage]まで低下した時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合に開始	格納容器内酸素濃度がベント基準である4.3vol%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																								
逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧操作	原子炉水位が燃料有効底部から燃料有効長の20%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮して設定																								
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	事象発生から90分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して設定																								
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペダスタル（ドライウエル部）水位の確保操作	解析上考慮しない	ペダスタル（ドライウエル部）には事象初期から1mの水位を形成していることから、解析上は本操作を考慮しない																								
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器破損後（原子炉圧力容器破損後）	原子炉圧力容器破損6分後に開始し、格納容器圧力が低下傾向に転じてから30分後に停止	原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮して設定																								
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系によるペダスタル（ドライウエル部）注水操作	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）開始から1分後に開始し、格納容器下部水位2.75mに到達した時点で停止。その後は、2.25mまで低下した時点で開始し、2.75mに到達した時点で停止	操作実施に必要な時間を考慮して設定。炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定																								
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力465kPa [gage]に到達した場合に開始し、格納容器圧力400kPa [gage]まで低下した時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定																								
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した場合に開始	格納容器内酸素濃度がベント基準である4.3vol%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定																								

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)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.2-1 図 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (1/4) (原子炉減圧)</p>	<p>第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 (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)</p>	
<p>第 7.2.2-2 図 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (2/4) (原子炉压力容器破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)</p>	<p>第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 (2/5) (原子炉压力容器破損前の代替循環冷却による格納容器除熱及び格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドライウェル部) 水位の確保段階)</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)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
		<p>備考</p>
<p>第 7.2.2-3 図 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (3/4) (原子炉压力容器破損後の原子炉減圧, 原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)</p>	<p>第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 (3/5) (原子炉压力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱, 代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による格納容器冷却及び格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウェル部) 注水段階)</p>	
		<p>備考</p>
<p>第 7.2.2-4 図 「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図 (4/4) (代替循環冷却系による溶融炉心冷却, 原子炉格納容器除熱)</p>	<p>第 3.2-1 図 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対策設備の概略系統図 (4/5) (原子炉压力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱, 代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による格納容器冷却段階)</p>	

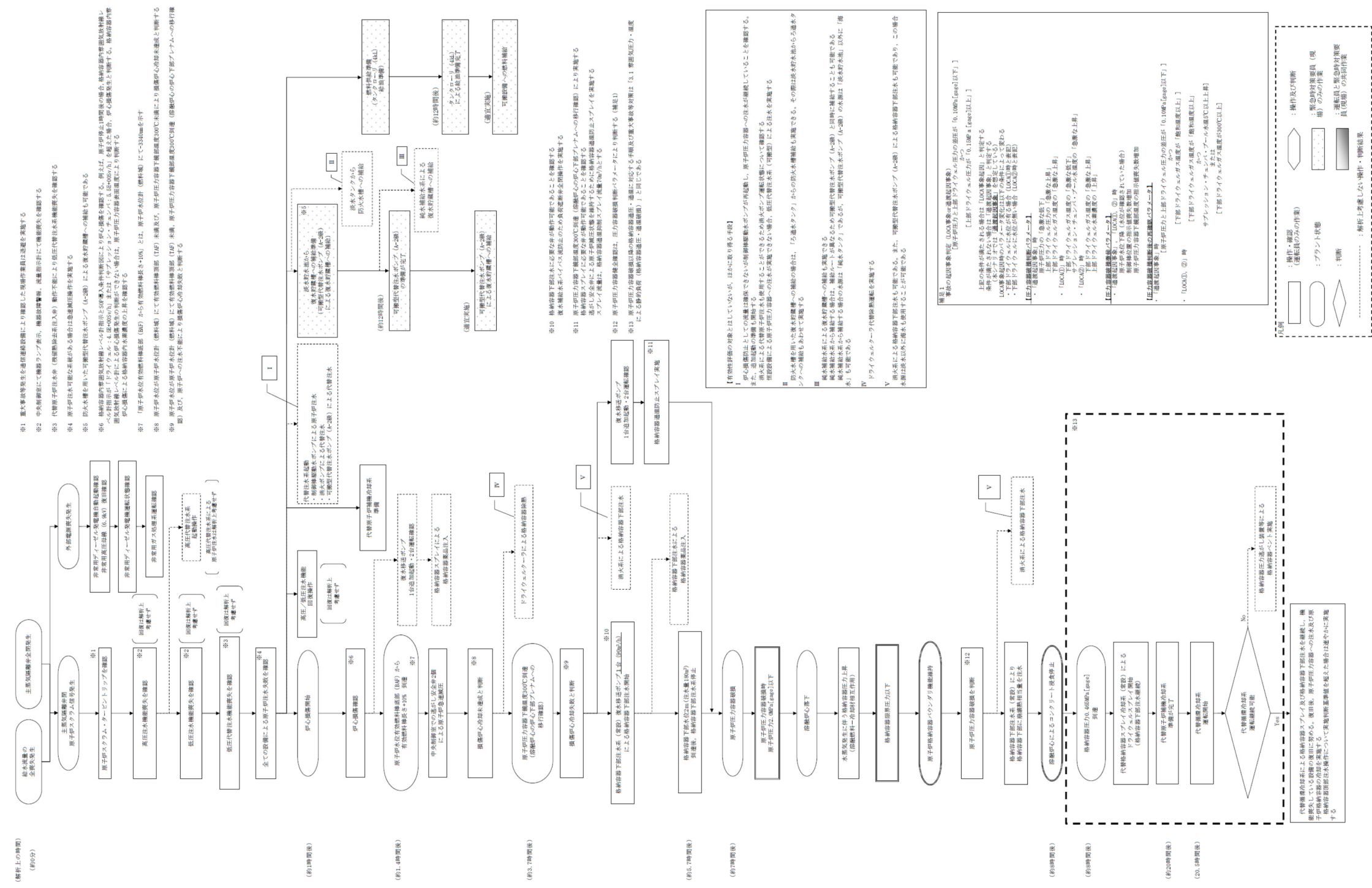
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
	<p>第 3.2-1 図 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図(5/5) (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

備考



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

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

備考

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	経過時間 (時間)												備考		
	責任者	当直長		1人		中央監視																
	指揮者	6号	当直副長	1人	緊急時対策本部連絡																	
	通報連絡者	7号	当直副長	1人	各号伊運転操作指揮																	
運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																		
6号		7号		6号		7号																
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	・外部電源喪失確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ確認 ・非常用ディーゼル発電機起動確認 ・全ての原子炉注水機能喪失確認	10分														
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・非常用ガス処理系 運転確認 ・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	10分	適宜実施													
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復		対応可能な要員により対応する													
原子炉格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認	10分														
	-	-	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレー弁操作	90分													要員を確保して対応する	
	-	-	2人 E, F	2人 e, f	-	-	・放射線防護装備準備/装備	10分														
	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・格納容器スプレーにあわせた薬品注入	30分														
原子炉格納容器下部注水系 準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉格納容器下部への注水準備 ・低圧代替注水系 (常設) 系統構成	40分														
	-	-	2人 C, D	2人 c, d	-	-	・放射線防護装備準備/装備	10分														
	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・低圧代替注水系 (常設) 現場系統構成 ・空復水貯蔵槽破込ライン切替	30分														
原子炉急減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・逃がし安全弁 2個 ・手動開放操作	5分														
格納容器下部注水系 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損前の初期注水		原子炉格納容器下部水位2m (注水量10m ³ /秒) 到達後停止													
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水		原子炉格納容器下部に残留熱除去量を継続注水													
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	2人 E, F	2人 e, f	-	-	・放射線防護装備準備/装備	10分														
	-	-	-	-	-	-	・原子炉格納容器下部注水にあわせた薬品注入	30分													要員を確保して対応する	
代替格納容器スプレー冷却系 (常設) 準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認	30分													原子炉格納容器薬品注入操作において実施済みとなる	
代替格納容器スプレー冷却系 (常設) 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレー弁操作		原子炉圧力容器破損確認まで 継続実施												格納容器内滞留時間スプレー流量 [70m ³ /h]	
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレー弁操作		0.400~0.200MPa [gag] で間欠スプレー													
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(1人) C, D	(1人) c, d	-	-	・放射線防護装備準備/装備	10分														
	-	-	-	-	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	300分														
	-	-	-	-	13人 (非常)	13人 (非常)	・放射線防護装備準備/装備	10分														
	-	-	-	-	↓ 001	↓ 001	・現場移動 ・管機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り	600分														
可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	6人	↓ 002	・放射線防護装備準備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 移動、ホース敷設 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2級)、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) から接続口)、ホース接続、ホース水張り)	10分													360分	
	-	-	-	-	↓ 002	↓ 002	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への補給															
給油準備	-	-	-	-	2人	↓ 003	・放射線防護装備準備/装備	10分														
	-	-	-	-	↓ 003	↓ 003	・軽油タンクからタンクローリ (4kL) への補給	140分													タンクローリ (4kL) 容量に応じて適宜軽油タンクから補給	
給油作業	-	-	-	-	↓ 003	↓ 003	・可搬型代替注水ポンプ (A-2級) への給油															

第 7.2.2-6 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(1/2)

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

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

東海第二発電所				備考			
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱							
操作項目	実施箇所・必要員数			操作の内容	経過時間 (分)	備考	
	責任者	当直発電長	中央監視 運転操作指揮				
操作項目	補佐	当直副発電長	1人	運転操作指揮補佐	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200	備考	
	指揮者等	災害対策要員 (指揮者等)	4人	初期での指揮 業務所内外連絡			
	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)				
	【 】は他作業後 移動してきた要員						
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 ●再循環ポンプ停止の確認 ●主蒸気隔離弁閉止及び過熱し安全弁(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 	10分	事象発生 原子炉スクラム プラント状況判断 約35分 炉心損傷開始 (燃料被覆管温度 1,000K 到達) 約50分 燃料被覆管温度 1,200℃到達 約38分 原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置に到達 約1.2時間 炉心溶融開始 (燃料温度 2,500K 到達) 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	
早期の電源回復不能の確認	[1人] A	-	-	●高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機の手動起動操作 (失敗)	1分		
	[1人] B	-	-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作 (失敗)	2分		
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b	●電源回復操作		適宜実施	解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作	[1人] B	-	-	●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線受電操作	4分		
高圧注水機能喪失の確認	[1人] A	-	-	●原子炉隔離時冷却系の手動起動操作 (失敗)	2分		
中央制御室からの高圧代替注水系の起動操作	[1人] A	-	-	●高圧代替注水系による原子炉注水の系統構成操作及び起動操作	4分		解析上考慮しない
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の起動操作	[1人] B	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水及び代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による格納容器冷却に必要な負荷の電源切替操作	4分		原子炉注水は解析上考慮しない
	[1人] A	-	-	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作	2分		
緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作	[1人] A	-	-	●緊急用海水系による海水通水に必要な負荷の電源切替操作	4分		
				●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作		20分	海水通水開始後、適宜状態監視
代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	[1人] A	-	-	●代替前冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱に必要な負荷の電源切替操作	6分		原子炉注水は解析上考慮しない
				●代替前冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱系統構成操作及び起動操作		35分	格納容器除熱開始後、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)水位の確保操作	[1人] A	-	-	●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)注水に必要な負荷の電源切替操作	4分		解析上考慮しない
				●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)水位の調整操作		20分	水位調整後、適宜状態監視
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	[1人] A	-	-	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作		8分	適宜、格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視
サブプレッション・プール水d日制御装置による薬液注入操作	[1人] A	-	-	●サブプレッション・プール水d日制御装置による薬液注入操作		15分	解析上考慮しない
炉心損傷確認	[1人] B	-	-	●炉心損傷確認	2分		
逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動による原子炉減圧操作	[1人] B	-	-	●逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁の手動開放操作	1分		
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	[1人] B	-	-	●非常用母線受電準備操作(中央制御室)	35分		
		2人 C, D	-	●非常用母線受電準備操作(現場)	75分		
常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作	[1人] B	-	-	●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作	8分		
				●非常用母線の受電操作	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	[1人] B	-	-	●原子炉建屋ガス処理系の起動操作	5分		起動操作実施後、適宜状態監視
				●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
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作	[1人] B	-	-	●ほう酸水注入系の起動操作	2分		解析上考慮しない
				●ほう酸水注入系の注入状態監視			ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視

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

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）											備考						
	運転員 （中央制御室）		運転員 （現場）		緊急時対策要員 （現場）			14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34		36					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) C, D	(2人) e, d	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	30分																	
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	-	-	※1 ↓ (13人) ↓ ※4, ※5	※1 ↓ (13人) ↓ ※4, ※5	・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設、起動及び系統水張り	60分																	
給油準備	-	-	-	-	※4 ↓ (2人)		・軽油タンクからタンクローリ（4tL）への補給																		タンクローリ（4tL）残量に応じて適宜軽油タンクから補給
給油作業	-	-	-	-			・電源車への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油																		適宜実施
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	※5 ↓ (3人)	※5 ↓ (3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視																		適宜実施
代替循環冷却系 準備操作（系統構成1）	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替循環冷却系 中央制御室系統構成	30分	→ この時間内に実施																
代替循環冷却系 準備操作（系統構成1）	-	-	(4人) C, D E, F	(4人) e, d e, f	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （代替格納容器スプレイに影響のない部分）	120分	→ この時間内に実施																
原子炉格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水																		原子炉格納容器下部に 崩壊熱相当量を継続注水
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作																		0.465～0.390MPa〔ゲージ〕で 開欠スプレイ
代替循環冷却系 準備操作（系統構成2）	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成																		30分
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （復水貯蔵槽吸込弁）																		30分
	-	-	(2人) C, D	(2人) c, d	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 （残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁、第二止め弁）																		30分
代替循環冷却系 運転開始	(2人) A, B	(2人) a, b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレイ弁、原子炉格納容器下部注水弁操作																		5分
代替循環冷却系 運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却系による原子炉格納容器の状態監視																		適宜実施
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	※2 ↓ (4人)		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給																		適宜実施
給油作業	-	-	-	-	※3 ↓ (2人)		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油																		適宜実施
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 （参集要員26人）																				

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

第7.2.2-6 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の作業と所要時間(2/2)

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

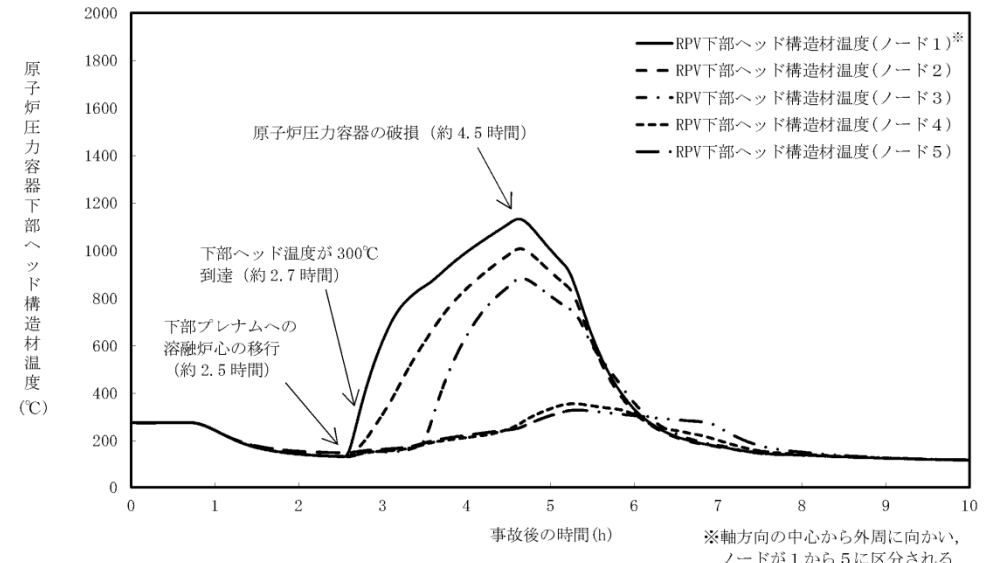
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所				備考
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱				
				経過時間（時間）
				1 2 3 4 5 25 124 167
操作項目	実施箇所・必要員数 【】は他作業後移動してきた要員		操作の内容	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)	
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 ●溶融炉心の堆積量の確認
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（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ィ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）
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）によるベグスタル（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）によるベグスタル（ドライウェル部）注水操作及び水位制御操作
代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	【1人】 A	-	-	●代替循環冷却系による原子炉注水操作 ●代替循環冷却系による格納容器除熱操作
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（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
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●代替燃料プール冷却系の起動操作
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（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
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
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
必要員合計	2人 A, B	2人 C, D	10人 a~j 及び参集2人	

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

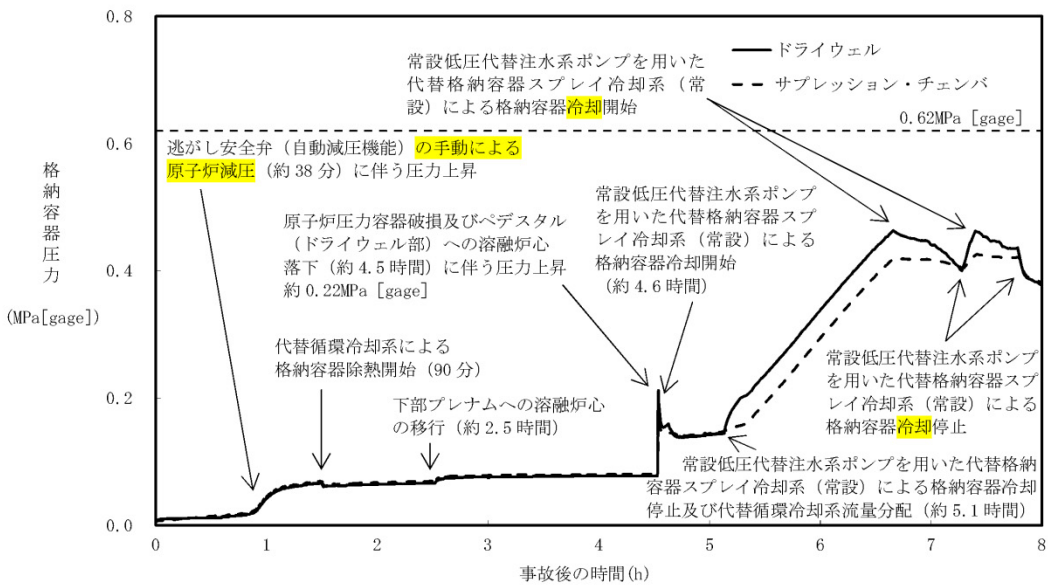
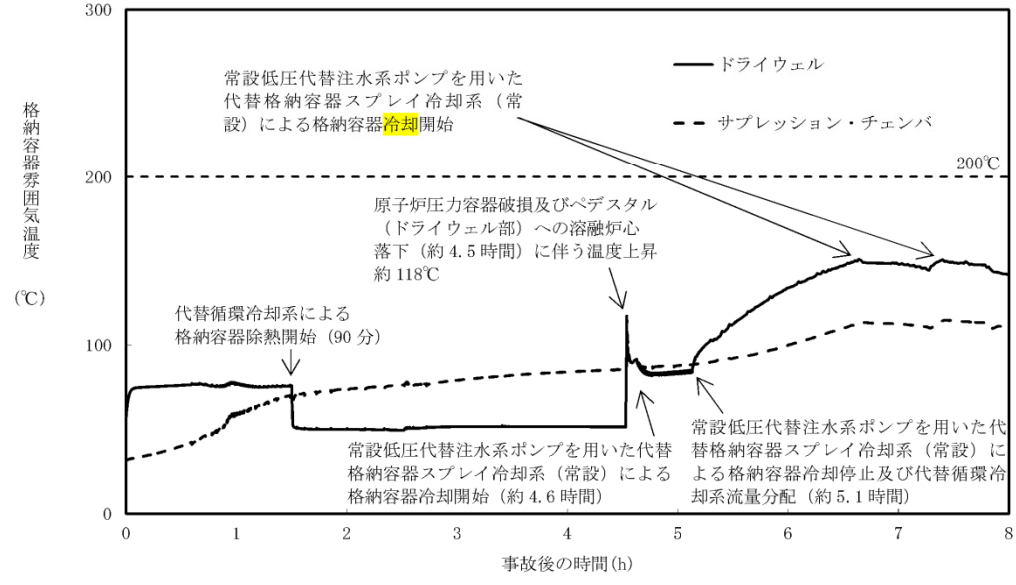
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.2-7 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 3.2-4 図 原子炉圧力の推移</p>	
<p>第 7.2.2-8 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	<p>第 3.2-5 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
	 <p data-bbox="1424 819 2077 861">第3.2-6図 原子炉压力容器下部ヘッド温度の推移</p>	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>格納容器圧力 (MPa [gauge])</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 7.2.2-9 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>格納容器圧力 (MPa [gauge])</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 3.2-7 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>備考</p>
<p>格納容器温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 7.2.2-10 図 格納容器温度の推移</p>	<p>格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>第 3.2-8 図 格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>備考</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
<p>サプレッション・チェンバ・プール水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>※ サプレッション・チェンバ床面を0mとした。</p>	<p>サプレッション・プール水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	
<p>第 7.2.2-11 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>	<p>第 3.2-11 図 サプレッション・プール水位の推移</p>	
<p>注水流量 (t/h)</p> <p>事故後の時間 (h)</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>第 7.2.2-12 図 注水流量の推移</p>	<p>第 3.2-12 図 サプレッション・プール水温度の推移</p>	

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

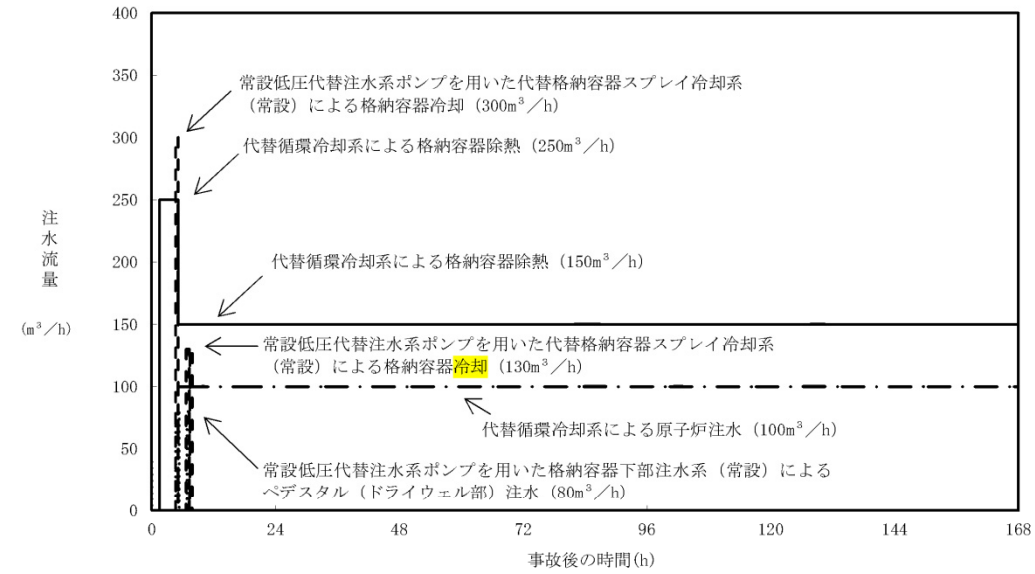
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
	<p>サプレッション・プール水位 (m)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>逃がし安全弁を通じた原子炉圧力容器からの蒸気流入に伴う水位上昇</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心の移行 (約 2.5 時間)</p> <p>原子炉圧力容器の破損 (約 4.5 時間)</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却開始 (約 4.6 時間)</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却停止 (約 5.1 時間)</p> <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>	
第 3.2-13 図	サプレッション・プール水位の推移（～8 時間）	
	<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>逃がし安全弁 (自動減圧機能) の手動による原子炉減圧 (約 38 分) に伴う水温上昇</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心の移行 (約 2.5 時間) に伴う水温上昇</p>	
第 3.2-14 図	サプレッション・プール水温度の推移（～8 時間）	

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

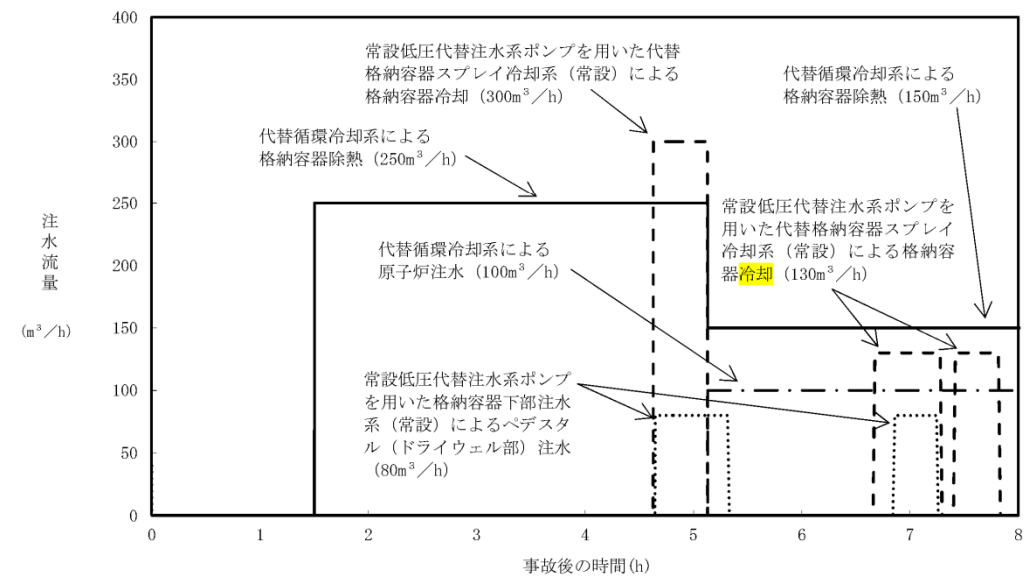
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

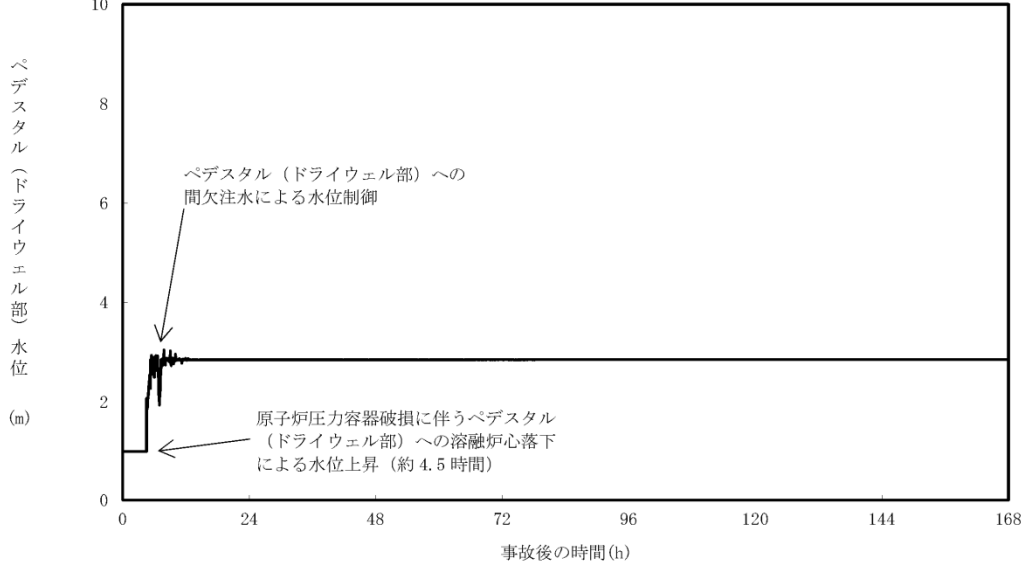
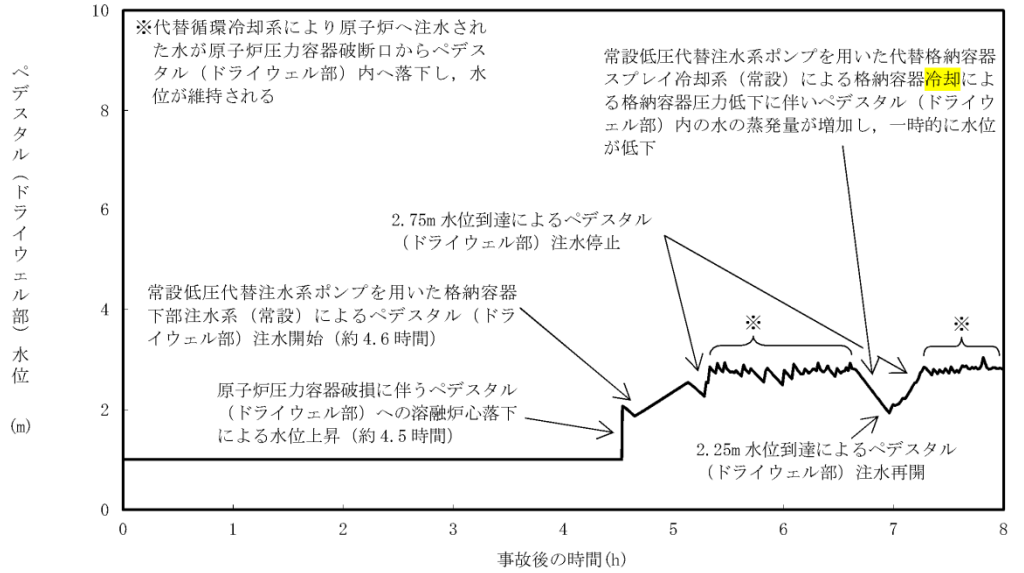


第 3.2-15 図 注水流量の推移

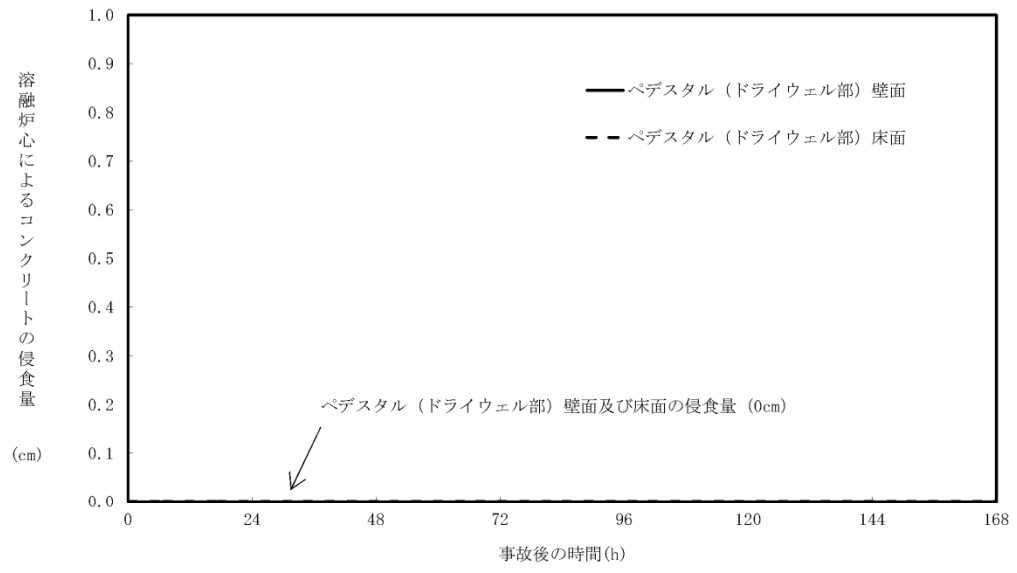


第 3.2-16 図 注水流量の推移（～8 時間）

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
	 <p>第3.2-17図 ペDESTAL（ドライウエル部）の水位の推移</p>  <p>第3.2-18図 ペDESTAL（ドライウエル部）の水位の推移（～8時間）</p>	

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

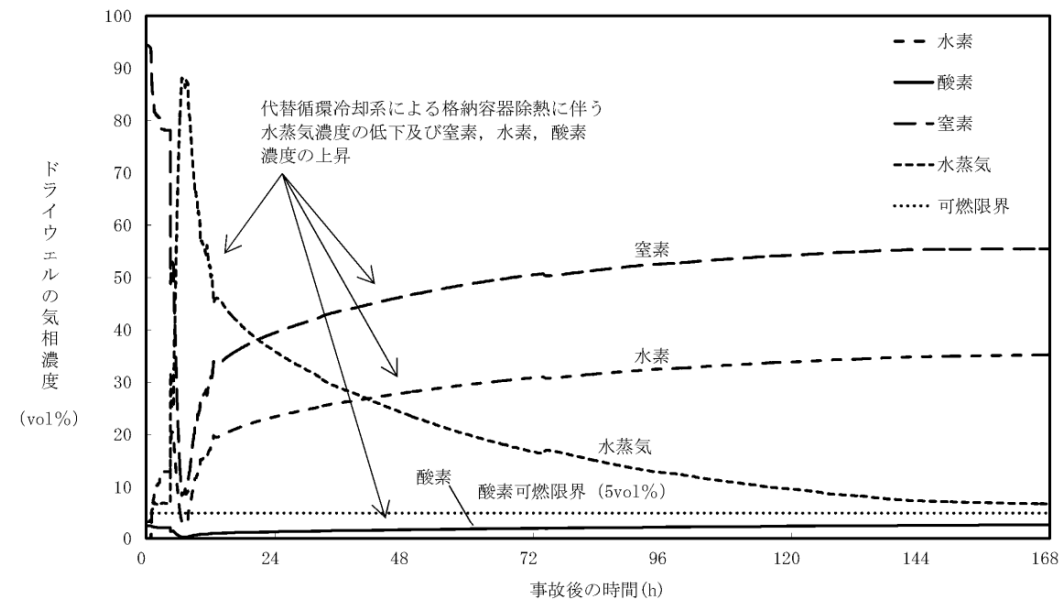
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考
	 <p>第3.2-19図 ペDESTAL（ドライウエル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移</p>	

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

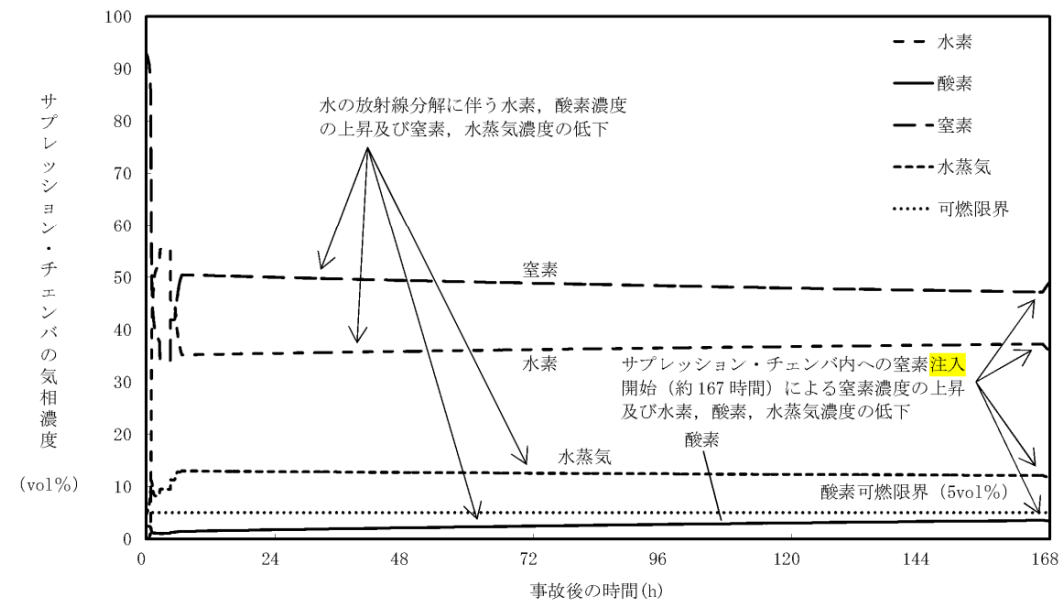
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-20 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



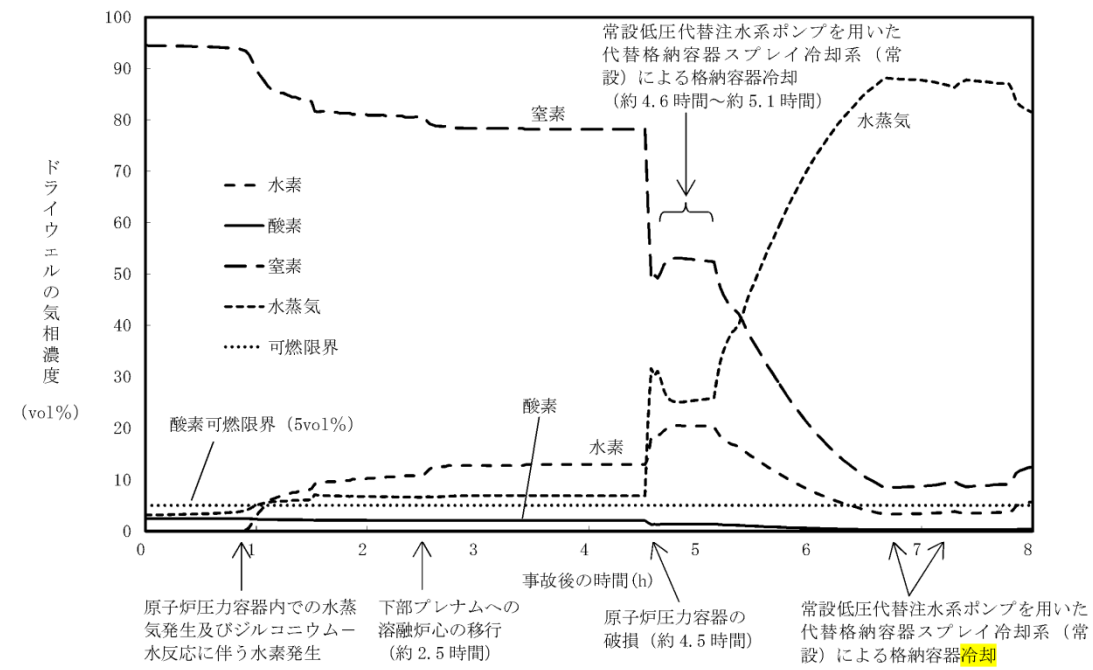
第 3.2-21 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

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

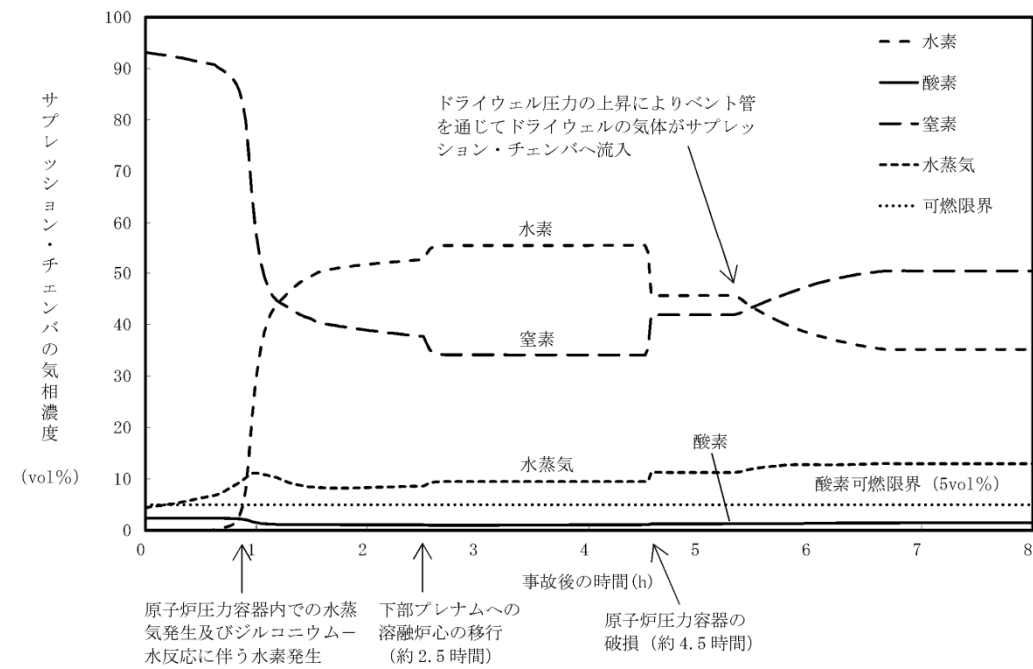
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考



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



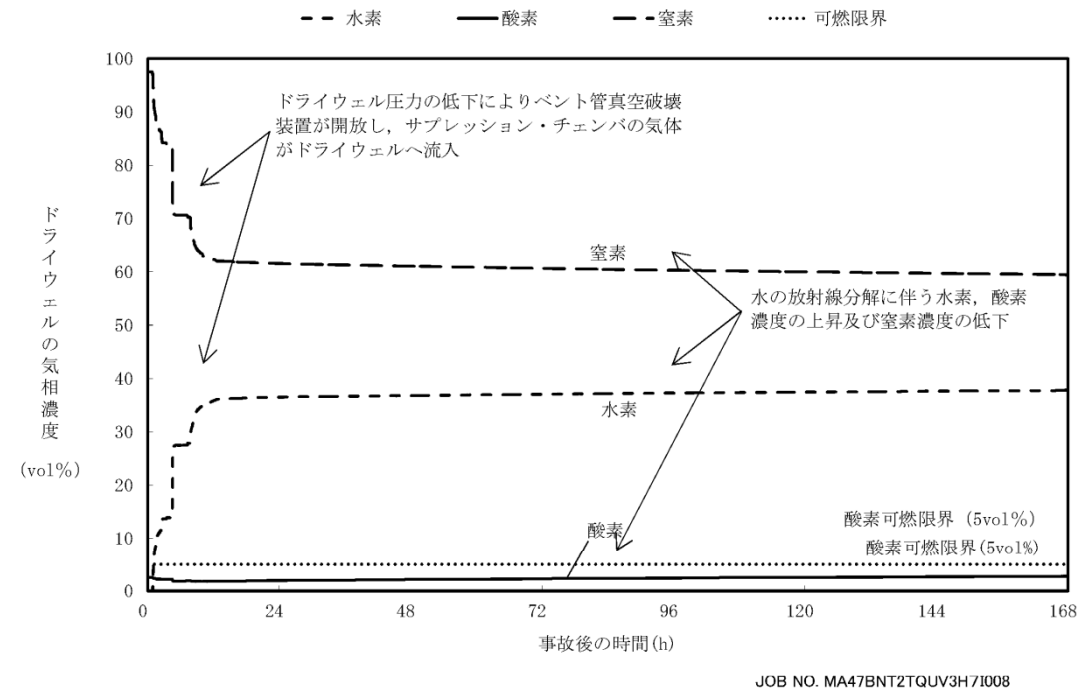
第 3.2-23 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウエット条件）
 （～8 時間）

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

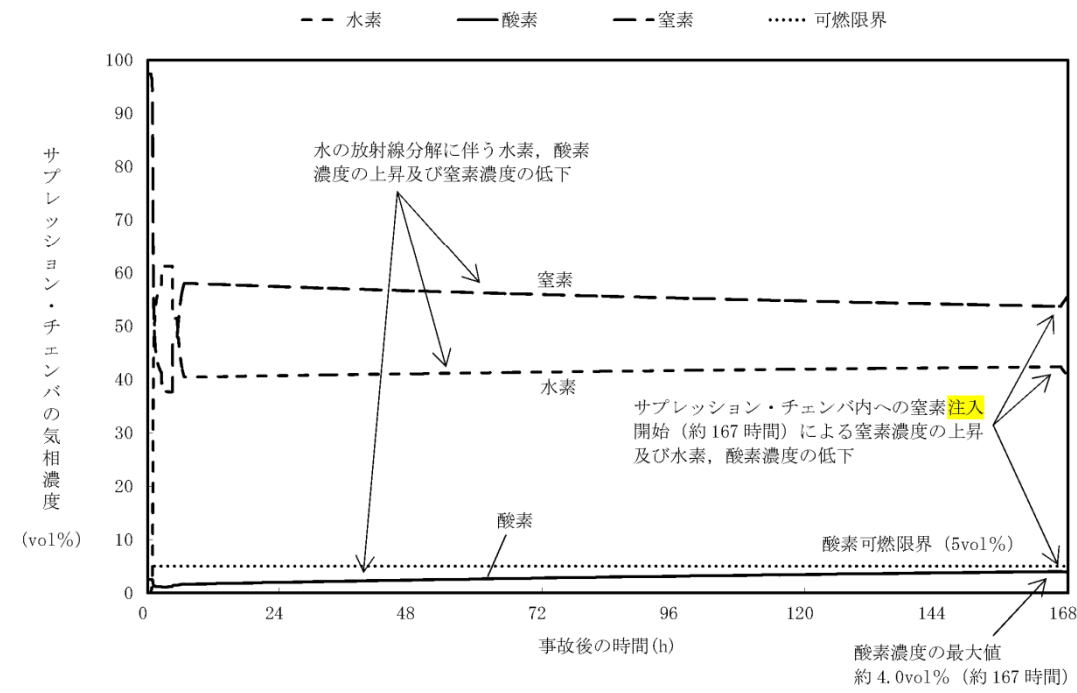
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-24 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

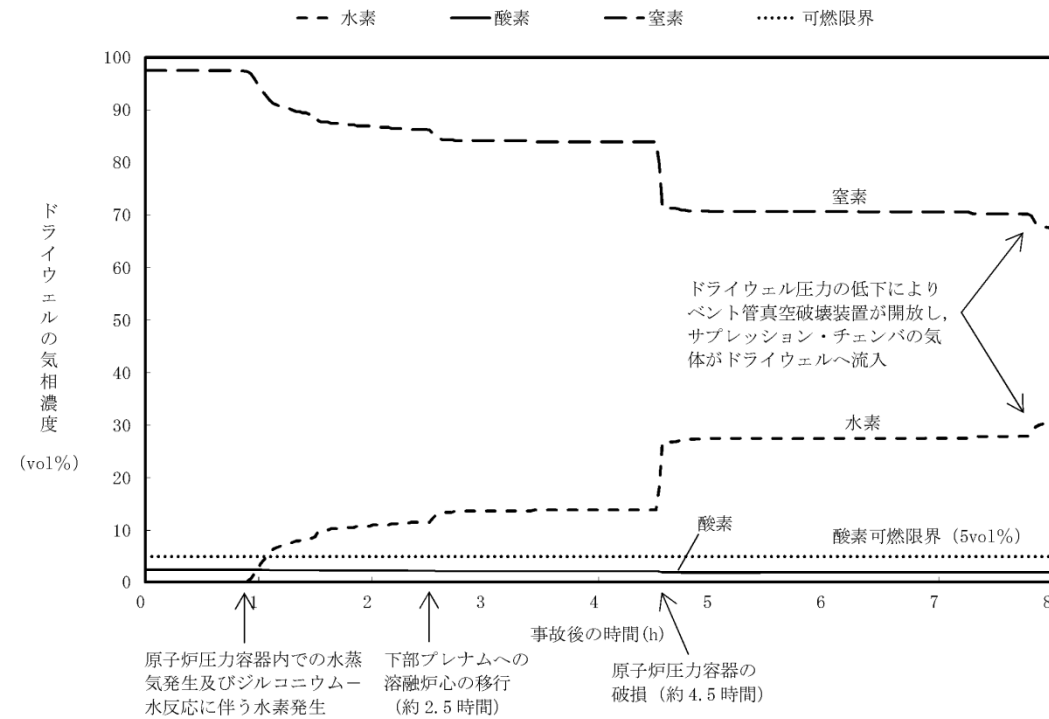


第 3.2-25 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

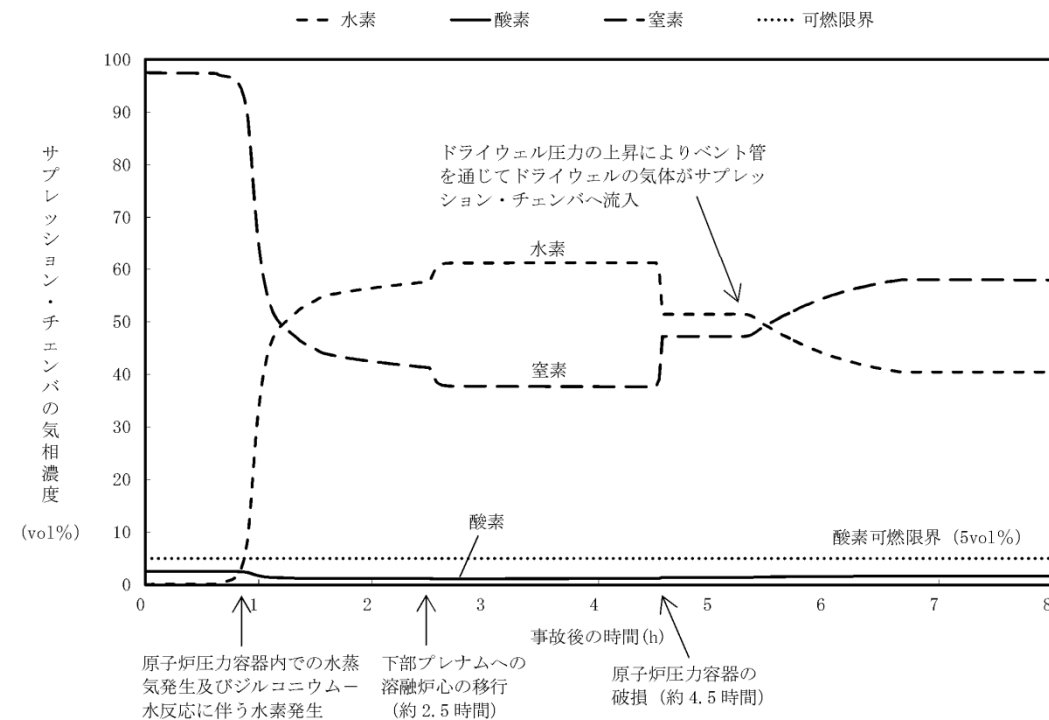
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考



第 3.2-26 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）
 （～8 時間）



第 3.2-27 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）
 （～8 時間）

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	<p>第 3.2-28 図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の格納容器圧力の推移</p> <p>第 3.2-29 図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の格納容器雰囲気温度の推移</p>	<p>感度解析実施項目の相違 (東海第二発電所では、原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の感度解析を実施)</p>