

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>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</p>	<p>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。事象発生の約 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>(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）</p>	<p>・東海第二では、本評価事故シーケンスに(5)及び(8)以外の評価項目を記載</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／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	
有効性を確認できる。	<p>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つて，温度上昇は抑制される。事象発生約 7.4 時間後に最高値約 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× 10⁻²TBq 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 3.4×10⁻²TBq（事象発生 30 日間）及び約 3.9×10⁻²TBq（事象発生 100 日間）であり，いずれの場合も 100TBq を下回る。</p> <p>（添付資料 3.2.5，3.2.8）</p>	<p>・東海第二では，本評価事故シーケンスに (5) 及び (8) 以外の評価項目を記載</p>	
<p>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>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</p>	<p>・記載方針の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>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，原子炉压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（原子炉压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，溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達，原子炉压力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して，燃料ペレットが崩壊する時間及び温度，溶融ジェット径，エントレインメント係数，デブリ粒子径，ジルコニウム－水反応速度，限界熱流束に係る係数，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数，溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また，原子炉水位を監視し，原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった，徴候を捉えた対応を図ることによって，炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に速やかに 2.0MPa〔gage〕を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現</p>	<p>については，「3.3 原子炉压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，原子炉压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，溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達，原子炉压力容器破損判定が挙げられる。</p> <p>これらの不確かさに対して，燃料ペレットが崩壊する時間及び温度，溶融ジェット径，エントレインメント係数，デブリ粒子径，ジルコニウム－水反応速度，限界熱流束に係る係数，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数，溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>また，原子炉水位を監視し，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で原子炉急速減圧を行うといった，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</p> <p>本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒー</p>	<p>・東海第二ではR P V破損前から格納容器圧力及び雰囲気温度緩和のための代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。</p> <p>・運用の相違</p>	

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	
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。	トアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することで原子炉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。	・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。	
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。	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 S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード M A A P の評価結果の方が保守的であ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。		
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。	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 T M I 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉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。	・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。	
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	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		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压熔融物放出／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>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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での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熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている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>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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、下部プレナムでの熔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压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（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>・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>・運用の相違</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、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内</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、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間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</p>	<p>・運用の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压熔融物放出／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>のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10% 上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが，数分程度の差異であり，原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器が破損する前に，十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa〔gage〕以下に維持していることから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして，下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器が破損する前に，十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa〔gage〕以下に維持していることから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード M A A P の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上 の位置に到達する時間が早まる可能性があるが，数分程度の差異であり，原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは T M I 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析より炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損が発生する前に，十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa〔gage〕以下に維持していることから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 F C I（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして，下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損が発生する前に，十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を低下させ，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圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは T M I 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に対する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>		<p>(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> <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</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 3. 2－2 表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な</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	
項目に関する影響評価の結果を以下に示す。	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>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり，その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/tであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，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 に対応したものであり，その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/tであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，原子炉水位の低下は緩和され，原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが，原子炉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) 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</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，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</p>	<p>・炉心設計の相違</p> <p>・設備，運用の相違</p> <p>・炉心設計の相違</p> <p>・運用の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压溶融物放出／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>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，原子炉压力容器破損までに完了する必要があるが，原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約 7.0 時間あり，準備時間が確保できることから，時間余裕がある。</p>	<p>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，中央制御室での操作のみであり，当直運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は，解析上の操作開始時間として事象発生から 90 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，代替循環冷却系運転は事象発生 90 分後に開始することとしているが，時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。また，本操作の操作開始時間は，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，原子炉压力容器破損までに完了する必要があるが，原子炉压力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり，準備時間が確保できることから，時間余裕が</p>	<p>・運用の相違</p> <p>・設備の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧溶融物放出／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	
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。	ある。 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。 (添付資料 3. 2. 9)	・運用の相違	
(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果，解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。	(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 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。 (添付資料 3. 2. 10)	・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	
7. 2. 2. 4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において，6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策時における事象発生 10 時間までに必要な要員は，「7. 2. 2. 1 (3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 28 名である。「7. 5. 2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の 72 名で対処可能である。 また，事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 26 名であり，発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で確保可能である。	(5) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。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。		
7. 2. 2. 4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において，6 号及び 7 号炉同時の重大事故等対策時における事象発生 10 時間までに必要な要員は，「7. 2. 2. 1 (3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 28 名である。「7. 5. 2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の 72 名で対処可能である。 また，事象発生 10 時間以降に必要な参集要員は 26 名であり，発電所構外から 10 時間以内に参集可能な要員の 106 名で確保可能である。	3. 2. 4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「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。 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 時間以内に参集可能な要員の 71 名で対処可能である。	・体制の相違	
(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	(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	・東海第二では，事象初期に参集要員に期待する操作はない。	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高压熔融物放出／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	
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。 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2,700m ³ の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約5,400m ³ の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m ³ 及び淡水貯水池に約18,000m ³ 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。 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。 c. 電源	要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。 a. 水 源 常設低圧代替注水系ポンプを用いた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）によるペデスタル（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380m ³ の水が必要となる。 水源として、代替淡水貯槽に4,300m ³ の水を保有していることから、水源が枯渇することではなく、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ではなく、7日間の対応が可能である。 （添付資料3.2.11） 		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（高圧熔融物放出／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>外部電源は使用できないものと仮定し，各号炉の非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。6 号及び 7 号炉において重大事故等対策時に必要な負荷は，各号炉の非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから，非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても，必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>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。</p> <p>(添付資料 3.2.13)</p>	<p>・東海第二では全交流動力電源の喪失を仮定</p>	
<p>7.2.2.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し，熔融炉心，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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては，逃がし安全弁による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）」について，有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧により，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa〔gage〕以下に低減することが可能である。また，安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>	<p>3.2.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し，熔融炉心，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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動による原子炉減圧手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても，逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動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。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，7 日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから，格納容器破損モード「高圧熔融物放出／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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。</p>		

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

第 7.2.2-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（1/2）				
判断及び操作	手 順	有効性評価上期待する手段対処設備		
		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※1	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位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】 【代替熱除去系ポンプ吐出圧力】
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧代替注水系 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 (SA)
炉心損傷確認 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、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の状態を確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA)
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁2個を開放し、原子炉を急速減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力常設下範囲温度 300℃到達により炉心下部ブレンラムへの溶融炉心移行を確認した場合、格納容器圧力 0.465MPa _a 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台を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 0.465MPa _a 到達によって開始した場合は格納容器圧力が 0.39MPa _a 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（1号機） タンクローリー（1台）	原子炉圧力常設温度 復水補給水系統流量 (RHR B系代替注水流量) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウエール雰囲気温度 復水貯蔵槽水位 (SA)

※1 非常用炉心冷却系による注水が出来ない状態。高圧炉心注水系及び低圧注水系の機能喪失が重な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。

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	・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 2 C電圧* M／C 2 D電圧* 緊急用M／C電圧 原子炉隔離時冷却系統流量*
原子炉への注水機能喪失の確認	・原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル2）設定点に到達後、原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。	—	—	—
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（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

* 既許可の対象となっている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）

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）				
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器下部温度 300℃到達により炉心下部ポンプノズ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途であるため、原子炉格納容器下部の水位が 2m（総注水量 180m ³ ）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽	—	原子炉圧力容器温度 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 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 格納容器内圧力（D/E） ドライウエルの雰囲気温度
溶融炉心への注水	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、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を瞬時に相対的な流量にて継続して行う ^{※1} 。	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク ：リウムシールド	可搬型代替注水ポンプ（3-2線） タンクローリー（4tL）	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 復水貯蔵槽水位（SA）
	代替原子炉格納容器下部注水系による代替循環冷却系の運転を開始し、溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系の循環流量は、格納容器下部注水と格納容器スプレイに復水補給水系計を用いることによって流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイする。	復水移送ポンプ 軽油タンク	代替原子炉補機冷却系 タンクローリー（4tL）	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） 格納容器内圧力（D/E） 格納容器内圧力（S/C） ドライウエルの雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位

※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於いての数時間の推移を確認することにより、総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- 原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ドライウ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

また、サブプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ（通常運転水位-約 1.5m）を超える場合には、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバのプール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 本格格納容器破損モードの評価事故シナリクセスは取水機能の喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱量の評価においては、保守的に代替原子炉補機冷却系の設計値を用いた。

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	計装設備
高压注水機能喪失の確認	<ul style="list-style-type: none">原子炉炉水位が原子炉炉水位異常低下（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炉隔離時冷却系の手動起動に失敗したことを確認する。	—	—	原子炉炉水位（広帯域） [*] 原子炉炉水位（燃料域） [*] 原子炉炉水位（S A 広帯域） 原子炉炉水位（S A 燃料域） 原子炉炉隔離時冷却系統流量 [*] 原子炉炉圧力 [*] 原子炉炉圧力（S A） 高压代替注水系系統流量
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 2 C 及び 2 D を受電する。	—	—	M / C 2 C 電圧 [*] M / C 2 D 電圧 [*]
原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作	<ul style="list-style-type: none">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を起動する。	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を実施する。	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	・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の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	・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。		代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・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* サブプレッション・チェンバ圧力*
炉心損傷の確認	・原子炉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	・原子炉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。 ・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） サブプレッション・プー ル水温度*
* 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					

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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																										
	<div>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（4／6）</div> <table><tr><th rowspan="2">操作及び確認</th><th rowspan="2">手 順</th><th colspan="2">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></tr><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）によるベデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作</td><td>・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）によるベデスタル（ドライウェル部）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 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク</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>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作</td><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）によるベデスタル（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する。</td><td>常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク</td><td>－ 格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）</td></tr><tr><td>サブプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作</td><td>・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によりサブプレッション・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></tr><tr><td>格納容器下部水温の継続監視</td><td>・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>－ 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>・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>－ 格納容器下部水温</td></tr></table>	操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備		常設設備	可搬型設備	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	・代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）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 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	－ 低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位	水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	・常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（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する。	常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	－ 格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）	サブプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作	・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によりサブプレッション・プール pH 制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。	－	－	格納容器下部水温の継続監視	・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	・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	<div>□：有効性評価上考慮しない操作</div> <div>* 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</div>
操作及び確認	手 順			重大事故等対処設備																								
		常設設備	可搬型設備																									
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）水位の確保操作	・代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）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 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	－ 低圧代替注水系格納容器下部注水量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位																									
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	・常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（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する。	常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	－ 格納容器内水素濃度（S A） 格納容器内酸素濃度（S A）																									
サブプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作	・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後，中央制御室からの遠隔操作によりサブプレッション・プール pH 制御装置（自主対策設備）による薬液注入を行う。	－	－																									
格納容器下部水温の継続監視	・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	・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
		第 3.2-1 表 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について（5／6）			
操作及び確認	手順	重大事故等対処設備			
		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（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 代替淡水貯槽 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	－	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力* サブレッション・チェンバ圧力* 代替淡水貯槽水位	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウエル部）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）による格納容器からの遠隔操作（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 代替淡水貯槽 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	－	低圧代替注水系格納容器下部注水流量 格納容器下部水位 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位	
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	・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。	代替循環冷却系ポンプ サブレッション・プール* 常設代替高压電源装置 軽油貯蔵タンク	－	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ドライウエル圧力* サブレッション・チェンバ圧力*	
		* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの			

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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																												
<div>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）</div> <table><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><tr><td>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>・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。</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* 代替淡水貯槽水位</td></tr><tr><td>使用済燃料プールの冷却操作</td><td>・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。</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr><tr><td>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作</td><td>・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。</td><td>—</td><td>可搬型窒素供給装置</td><td>格納容器内酸素濃度（SA）</td></tr><tr><td>タンクローリによる燃料給油操作</td><td>・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。</td><td>可搬型設備用軽油タンク</td><td>タンクローリ</td><td>—</td></tr></table>			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	・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。	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* 代替淡水貯槽水位	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。	—	—	—	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、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）	タンクローリによる燃料給油操作	・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。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—
操作及び確認	手 順	重大事故等対処設備																												
		常設設備	可搬型設備	計装設備																										
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、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。	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* 代替淡水貯槽水位																										
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。	—	—	—																										
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、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	—	可搬型窒素供給装置	格納容器内酸素濃度（SA）																										
タンクローリによる燃料給油操作	・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。	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—																										
<div>■：有効性評価上考慮しない操作</div> <div>* 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</div>																														

■：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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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		条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	解析コード	MAAP	—	初期条件	解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
	原子炉熱出力	3, 926MWt	定格原子炉熱出力として設定		原子炉熱出力	3, 293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力	7. 07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定		原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6. 93MPa [gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転時の原子炉水位として設定 +119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定		原子炉水位	通常運転水位 (セパレータ スカート下端から+126cm)	通常運転水位を設定
	炉心流量	52, 200t/h	定格流量として設定		炉心流量	48, 300t/h	定格流量を設定
	燃料	9×9 燃料 (A 型)	—		燃料	9 × 9 燃料 (A 型)	9 × 9 燃料 (A 型) と 9 × 9 燃料 (B 型) は、熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に 9 × 9 燃料 (A 型) を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定		原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間 (13 ヶ月) に調整運転期間 (約 1 ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器容積 (ドライウエル)	7, 350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (全体的から内部機器及び構造物の体積を除いた値)		格納容器圧力	5kPa [gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部：5, 960m ³ 液相部：3, 580m ³	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)		格納容器雰囲気温度	57℃	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	真空破壊装置	3. 43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値		格納容器体積 (ドライウエル)	5, 700m ³	設計値を設定
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7. 05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定		格納容器体積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部：4, 100m ³ 液相部：3, 300m ³	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限值として設定				
	格納容器圧力	5. 2kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定				
	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定				
	外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定				

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

第 7.2.2-2 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）			東海第二発電所		備 考			
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	初期条件					
溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定						
コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定						
コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない ベント管を考慮する場合、管内の水による除熱効果が考えられるが、保守的にこれを考慮しない						
原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	原子炉格納容器下部に落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、溶融炉心の広がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定						
起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定						
安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び重入事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定						
外部電源	外部電源なし	本評価事故シナケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定						
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	原子炉圧力管を厳しく評価するものとして設定						
事故条件						中期条件		
サブプレッジョン・プール水位	6.983m（通常水位-4.7cm）	サブプレッジョン・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定						
サブプレッジョン・プール水温度	32℃	サブプレッジョン・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水溫として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定						
ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウエル-サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定						
外部水源の温度	35℃	代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水溫として、年間の気象条件変化を包含する高めの水溫を設定						
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						
ペデスタル（ドライウエル部）水張り水位	ペデスタル（ドライウエル部）床面から 1m	「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う水蒸気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」の緩和効果に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デスタル（ドライウエル部）内構造物の扱い	ペデスタル（ドライウエル部）に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定						
コンクリート以外の構造材の扱い	鉄筋は考慮しない	鉄筋についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない						
後期条件			後期条件					

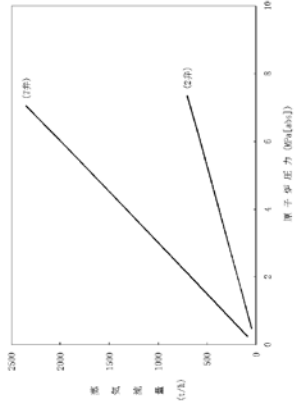
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機			東海第二発電所		備 考
第 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）			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）		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	事故条件	起因事象	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
重大事故等対策に関連する機器条件	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	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定		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レイ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
	逃がし安全弁 自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急速減圧 ＜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		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	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	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機			東海第二発電所		備 考
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）（4/5）			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）（4/7）		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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）信号にてててスクラムするものとして設定
	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	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	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	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
	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	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定			
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			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 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）			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）		
項目			項目		
主要解析条件			主要解析条件		
条件設定の考え方			条件設定の考え方		
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%高い位置に到達した時点	重大事故等対策に関連する機器条件	(原子炉圧力制御時) 安全弁機能 7. 79MPa [gage] ×2 個, 385. 2t/h/個 8. 10MPa [gage] ×4 個, 400. 5t/h/個 8. 17MPa [gage] ×4 個, 403. 9t/h/個 8. 24MPa [gage] ×4 個, 407. 2t/h/個 8. 31MPa [gage] ×4 個, 410. 6t/h/個 (原子炉減圧操作時) 逃がし安全弁（自動減圧機能）2 弁の開放による原子炉急速減圧 ＜原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係＞ 	設計値を設定 なお、安全弁機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 については、 評価項目に対して厳しい条件となる
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）	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	炉心損傷後の酸化反応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		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	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後の注水）	原子炉圧力容器破損を確認した場合		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	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			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		逃がし安全弁の設計値に基づく原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定	代替原子炉補機冷却系の準備時間等を考慮し設定
※ 本格納容器破損モードの評価・事象シナリ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。					

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

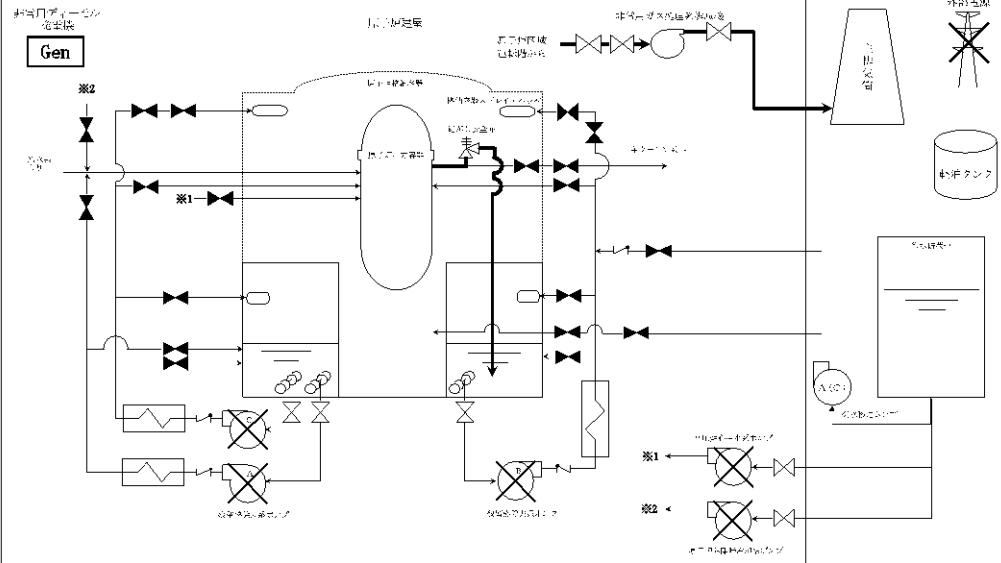
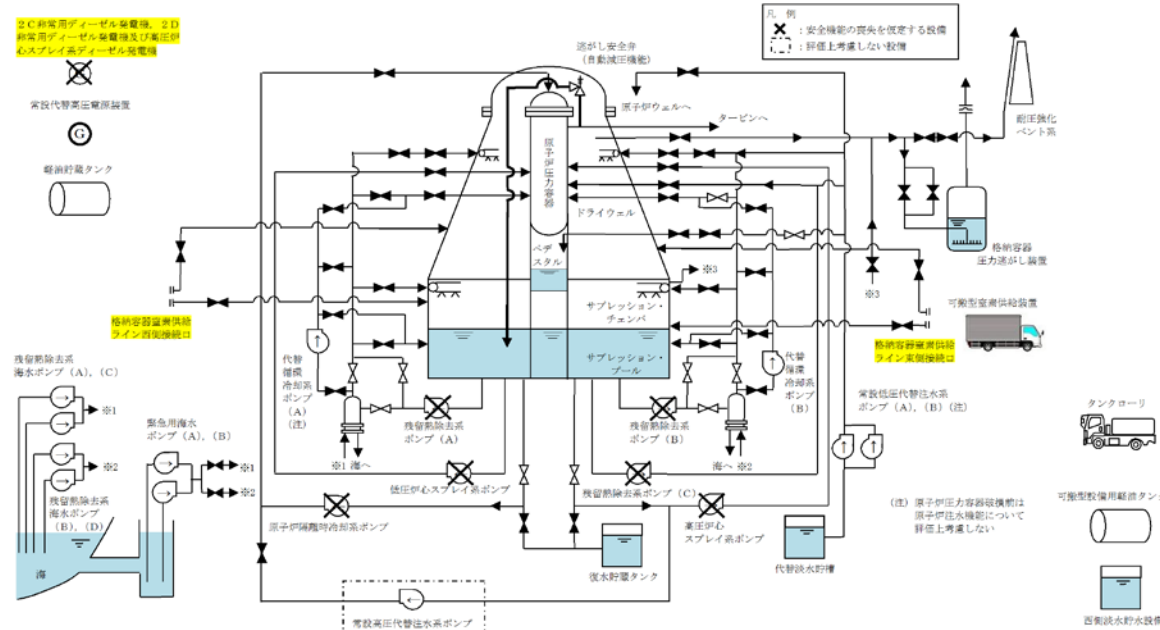
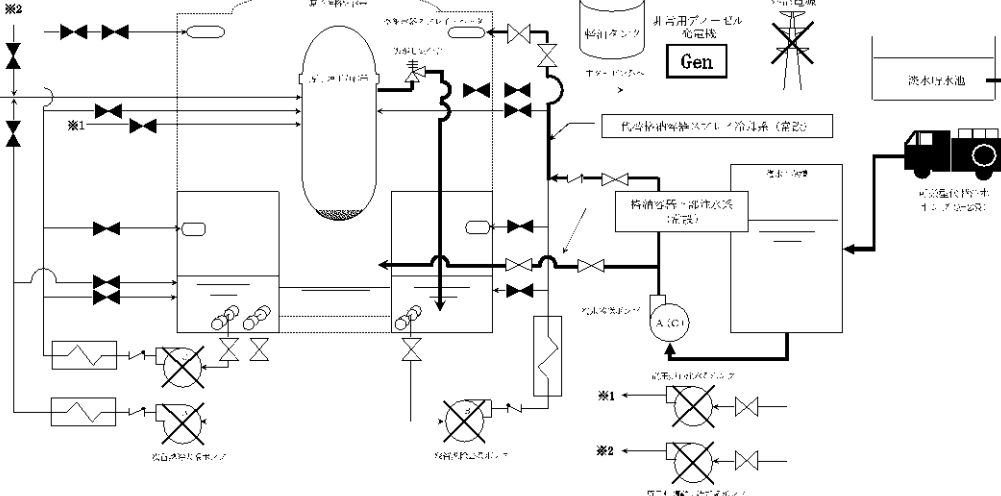
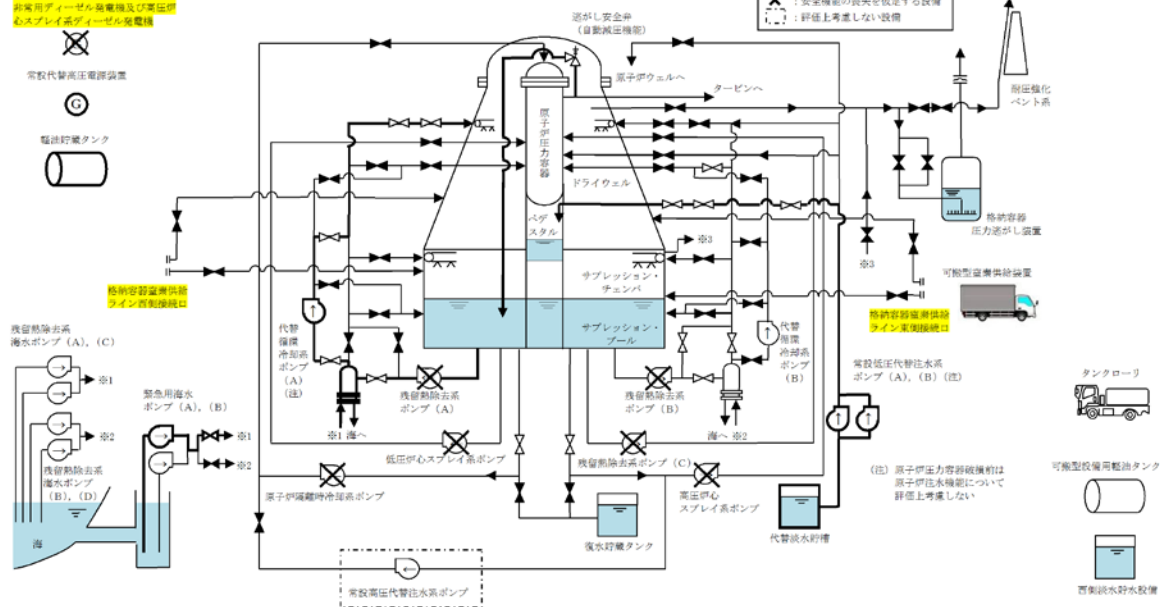
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号機	東海第二発電所	備 考																									
	<div>第 3.2-2 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（6／7）</div> <table><tr><th>項目</th><th>主要解析条件</th><th>条件設定の考え方</th></tr><tr><td rowspan="7">重大事故等対策に関連する機器条件</td><td>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</td><td>原子炉圧力容器破損判断後： 300m³／hにて格納容器へスプレイ</td><td>格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定</td></tr><tr><td></td><td>格納容器圧力制御： 130m³／hにて格納容器へスプレイ</td><td>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</td></tr><tr><td>格納容器下部注水系（常設）</td><td>80m³／hにてペデスタル（ドライウエル部）へ注水</td><td>溶融炉心の冠水継続が可能な流量として設定</td></tr><tr><td>可搬型窒素供給装置</td><td>窒素 198m³／h 及び酸素 2m³／h の流量で窒素注入</td><td>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</td></tr><tr><td>コリウムシールド耐熱材の種類</td><td>ジルコニア耐熱材</td><td>コンクリートの侵食を防止する観点から設定</td></tr><tr><td>コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度</td><td>2, 100℃</td><td>ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定</td></tr><tr><td>ペデスタル（ドライウエル部）床面積</td><td>コリウムシールドを考慮</td><td>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</td></tr></table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に関連する機器条件	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	格納容器下部注水系（常設）	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	可搬型窒素供給装置	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種類	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	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2, 100℃	ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定	ペデスタル（ドライウエル部）床面積	コリウムシールドを考慮	溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより，コンクリート侵食量の観点で厳しくなる設定	
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																									
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	原子炉圧力容器破損判断後： 300m 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																								
	格納容器下部注水系（常設）	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																								
	可搬型窒素供給装置	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種類	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																								
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2, 100℃	ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定																								
	ペデスタル（ドライウエル部）床面積	コリウムシールドを考慮	溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより，コンクリート侵食量の観点で厳しくなる設定																								

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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）（7／7）			
	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長底部から燃料有効長の 20％高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮して設定	
	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）によるペデスタル（ドライウエル部）水位の確保操作	解析上考慮しない	ペデスタル（ドライウエル部）には事象初期から 1m の水位を形成していることから，解析上は本操作を考慮しない	
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	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	
	重大事故等対策に関連する操作条件			

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
		
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）	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（1／5） （原子炉圧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）	
		
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） （原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水）	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（2／5） （原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）水位の確保段階）	

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 7.2.2-3 図 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（3/4） （原子炉圧力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水）</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処設備の概略系統図（3/5） （原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）注水段階）</p>	
<p>第 7.2.2-4 図 「高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（4/4） （代替循環冷却系による溶融炉心冷却，原子炉格納容器除熱）</p>	<p>第 3.2-1 図 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図（4/5） （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，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）</p>	

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）

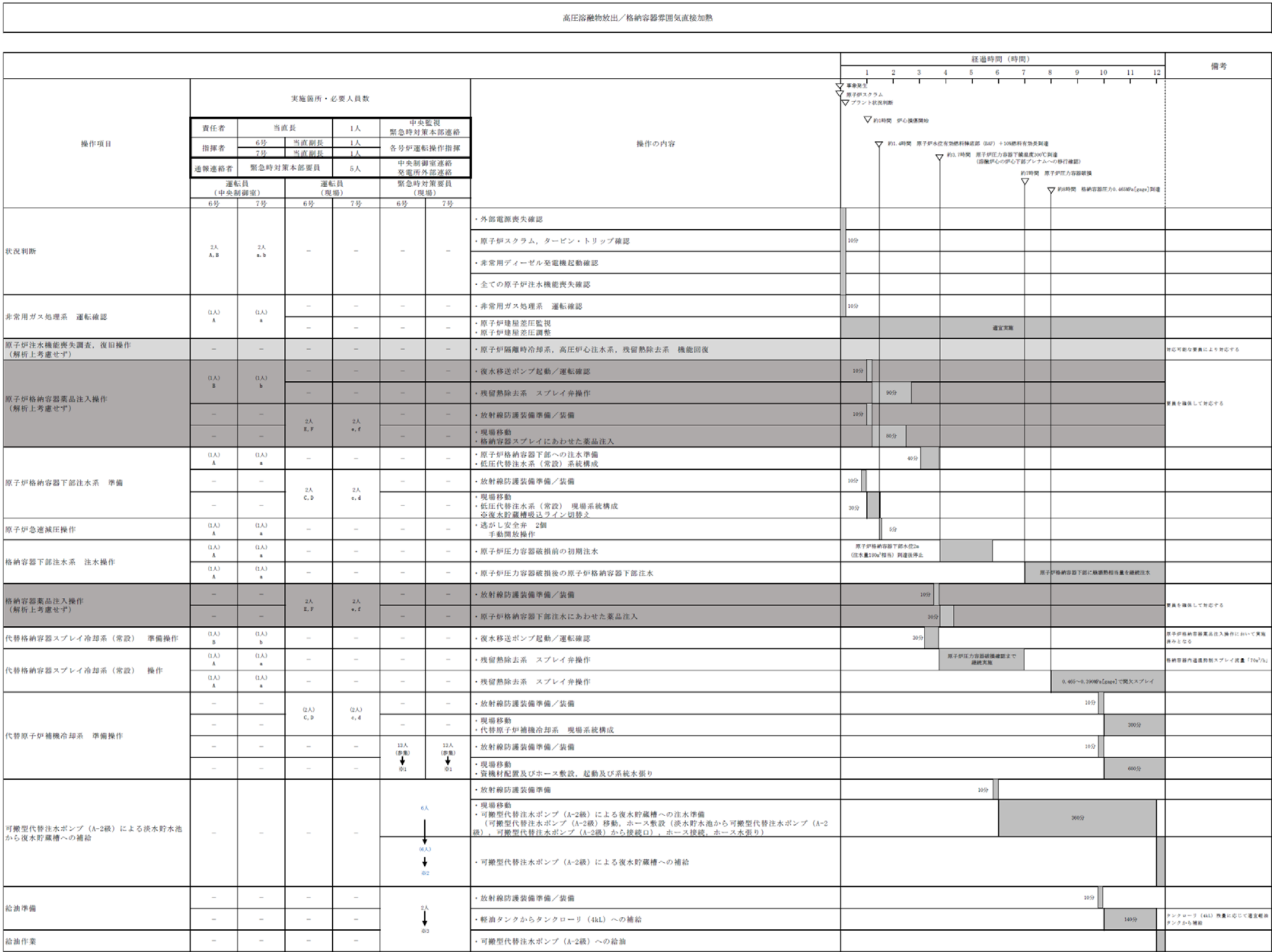
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
	<p>第 3.2-1 図 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図 (5/5)</p> <p>(原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入段階)</p>	



[illegible]

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機



第 7. 2. 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)

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

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

備考

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱																					
								経過時間（時間）												備考	
								14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36		
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	<div>▽ 約20時間 代替原子炉補機冷却系準備完了</div> <div>▽ 20.5時間 代替循環冷却運転 開始</div>													
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)																
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
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	300分													
	—	—	—	—	※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	600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	140分													タンクローリ（4tL）残量に応じて適宜整備タンクから補給
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												
	—	—	(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 残留熱相量を継続注水													
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 閥欠スプレイ													
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) e, 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 e, 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）		備考				
				1 2 3 4 5 25 124 167						
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後 移動してきた要員			操作の内容						
	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	▽ 約 2.7 時間 原子炉圧力容器温度（下鏡部） が 300℃到達	▽ 約 4.5 時間 原子炉圧力容器破損	▽ 約 124 時間 格納容器内酸素濃度 3.5vol％ （ドライ条件）到達			
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）	破損判断パラメータ（格納容器下部水温）の継続監視 5 分	適宜状態監視	▽ 約 167 時間 格納容器内酸素濃度 4.0vol％ （ドライ条件）到達			
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるベデスタル（ドライウェル部）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）によるベデスタル（ドライウェル部）注水操作及び水位制御操作	1 分	注水開始後、水位制御を継続		解析上では、約10分以上の間隔でベデスタル水位が変動するが、実運用上では納燃熱用当の注水量に変更することで可能な限り連続注水する手順とし、並行した操作を権力減らすこととする		
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	原子炉注水中、適宜状態監視					
				●代替循環冷却系による格納容器除熱操作	格納容器スプレイ中、適宜状態監視					
常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	【1人】 A	—	—	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	適宜実施			解析上では、約6分以上の間隔で格納容器圧力が変動するが、実運用上ではスプレイ流量を調整することで可能な限り連続スプレイする手順とし、並行した操作を権力減らすこととする		
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	適宜実施			解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する		
				●代替燃料プール冷却系の起動操作	15 分			解析上考慮しない 事象発生後約25時間までに実施する		
可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	—	—	8人 c～j	●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170 分				解析上考慮しない 炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を行う	
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	—	—	【6人】 c～h	●可搬型窒素供給装置の移動、接続操作及び起動操作				180 分	可搬型窒素供給装置起動後、適宜状態監視	
タンクローリによる燃料給油操作	—	—	2人 (参集)	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油操作				90 分	適宜実施	タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから給油する
				●可搬型窒素供給装置への給油操作						
必要要員合計	2人 A、B	2人 C、D	10人 a～j 及び参集2人							

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

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
第 7.2.2－7 図 原子炉圧力の推移	第 3.2－4 図 原子炉圧力の推移	
第 7.2.2－8 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移	第 3.2－5 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移	

第 3.2－4 図 原子炉圧力の推移

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
	<div><div>原子炉圧力容器下部ヘッド構造材温度(℃)</div><div><div><div>2000</div><div>1800</div><div>1600</div><div>1400</div><div>1200</div><div>1000</div><div>800</div><div>600</div><div>400</div><div>200</div><div>0</div></div><div><div>0</div><div>1</div><div>2</div><div>3</div><div>4</div><div>5</div><div>6</div><div>7</div><div>8</div><div>9</div><div>10</div></div></div><div><div>原子炉圧力容器の破損（約 4.5 時間）</div><div>下部ヘッド温度が 300℃ 到達（約 2.7 時間）</div><div>下部プレナムへの溶融炉心の移行（約 2.5 時間）</div></div><div><div>— RPV下部ヘッド構造材温度(ノード1)*</div><div>- - RPV下部ヘッド構造材温度(ノード2)</div><div>⋯ RPV下部ヘッド構造材温度(ノード3)</div><div>- - - RPV下部ヘッド構造材温度(ノード4)</div><div>— RPV下部ヘッド構造材温度(ノード5)</div></div><div>事故後の時間(h)</div><div>※軸方向の中心から外周に向かい、ノードが 1 から 5 に区分される</div></div> <div>第 3.2－6 図 原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移</div>	

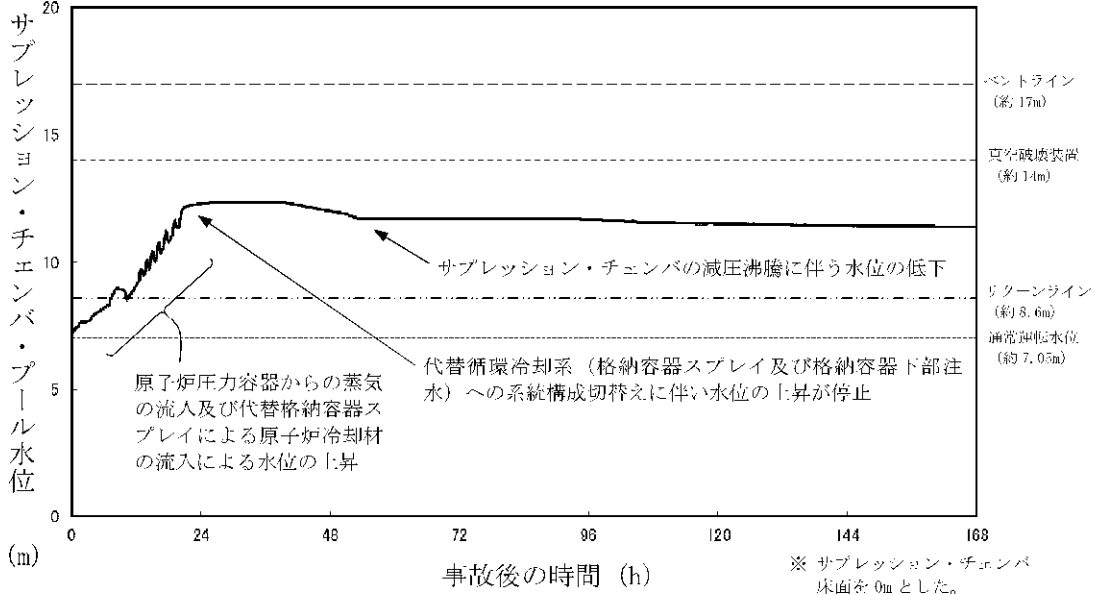
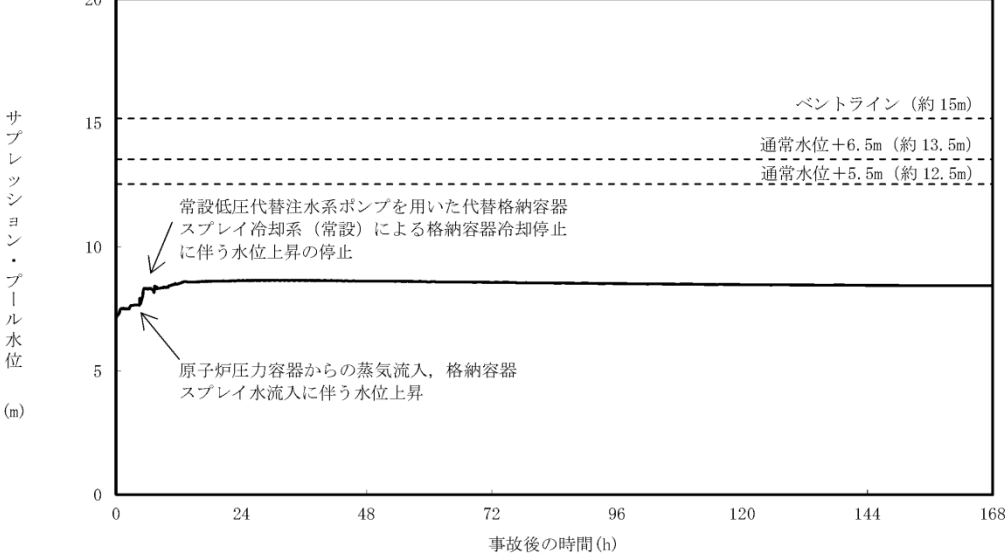
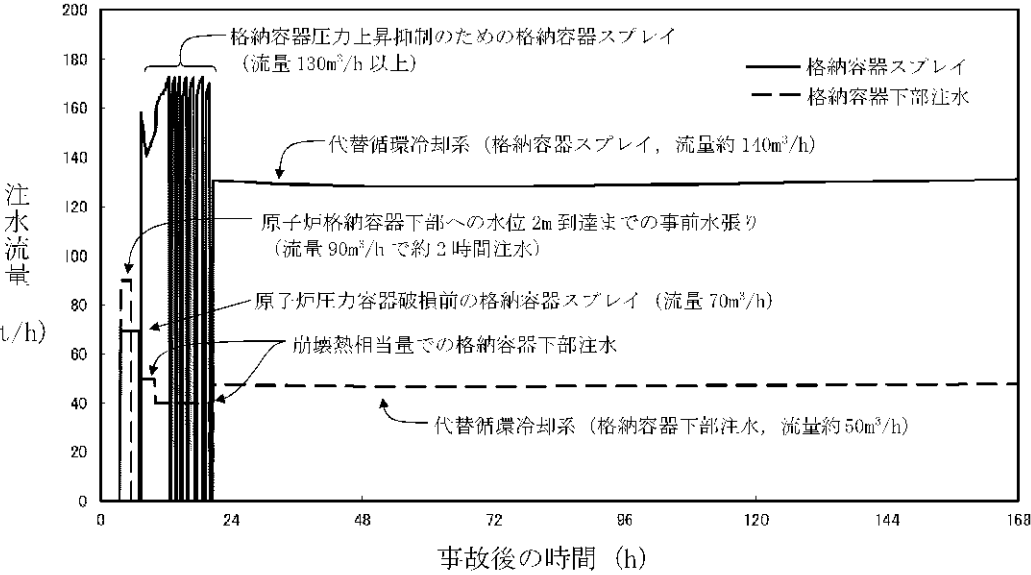
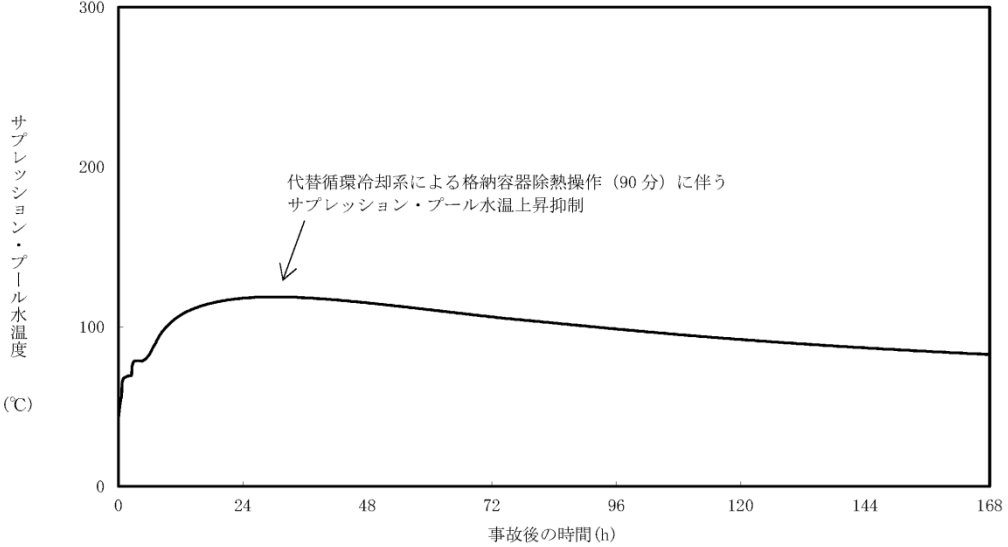
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

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

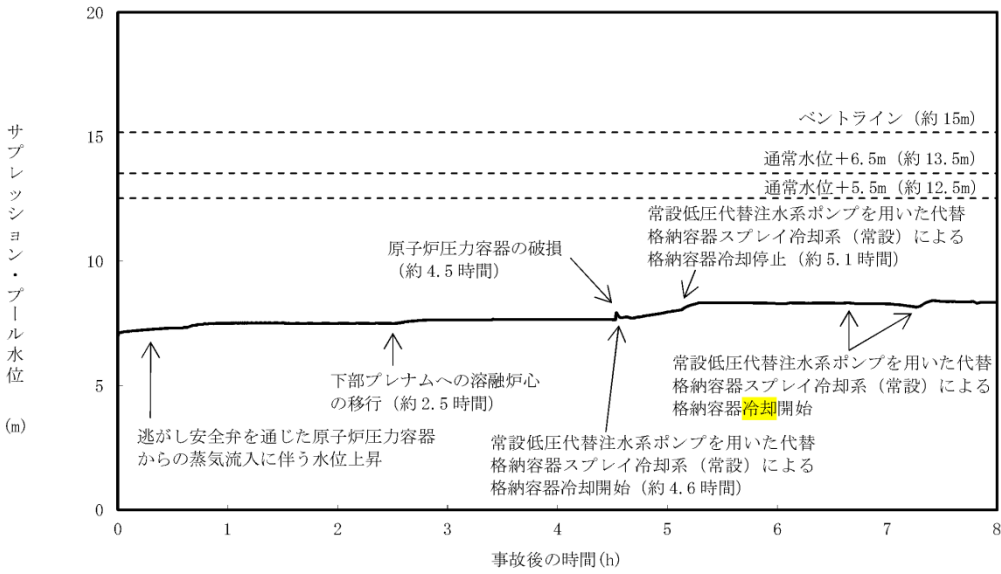
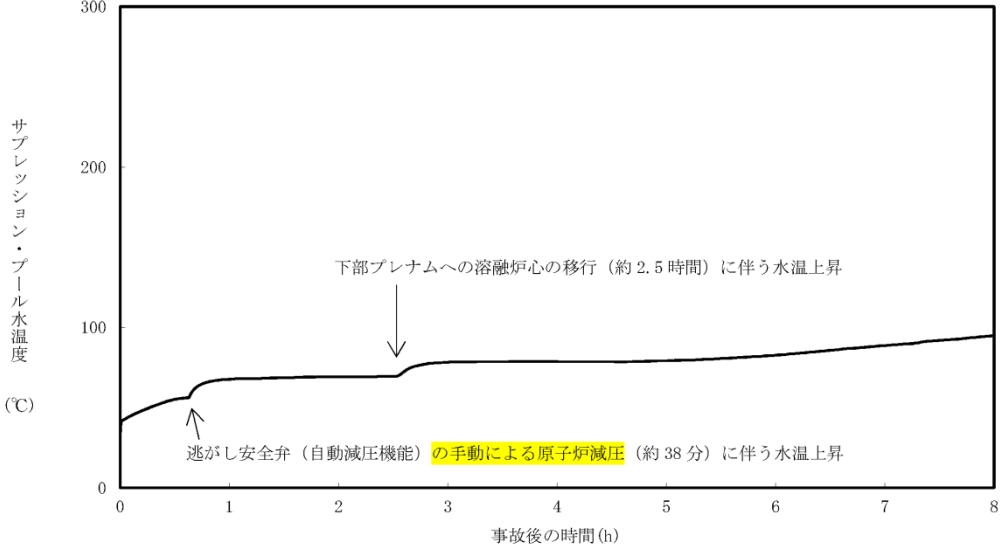
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

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

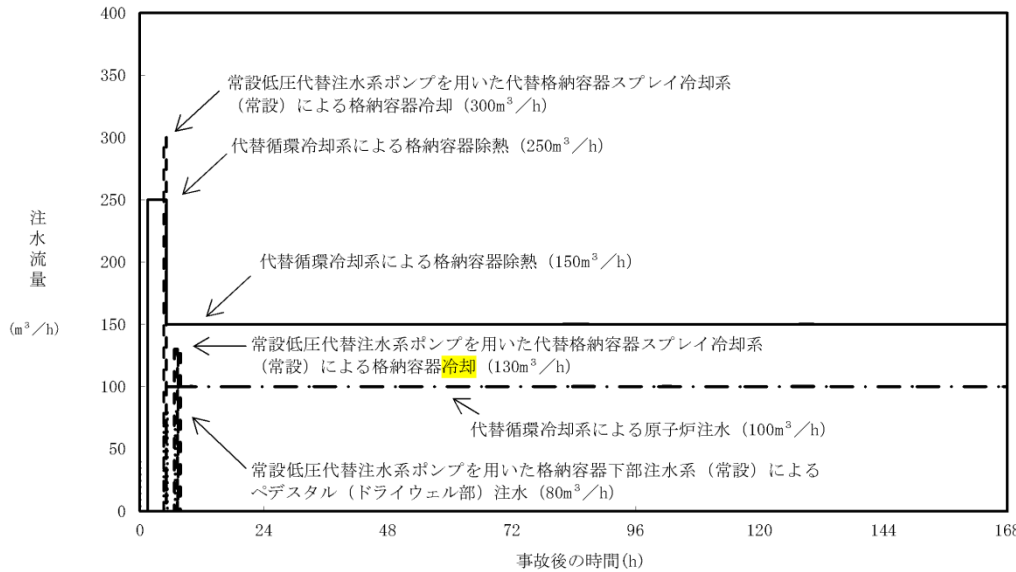
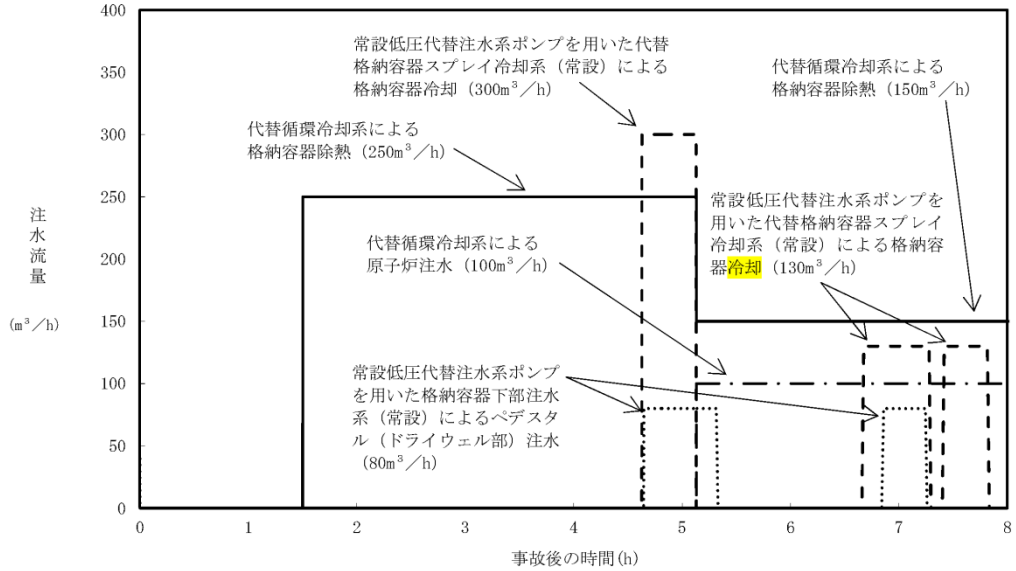
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

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 7.2.2－11 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>		 <p>第 3.2－11 図 サプレッション・プール水位の推移</p>	
 <p>第 7.2.2－12 図 注水流量の推移</p>		 <p>第 3.2－12 図 サプレッション・プール水温度の推移</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
	<div></div> <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> <div></div> <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）</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
	<div></div> <p>第 3.2－15 図 注水流量の推移</p>	
	<div></div> <p>第 3.2－16 図 注水流量の推移（～8 時間）</p>	



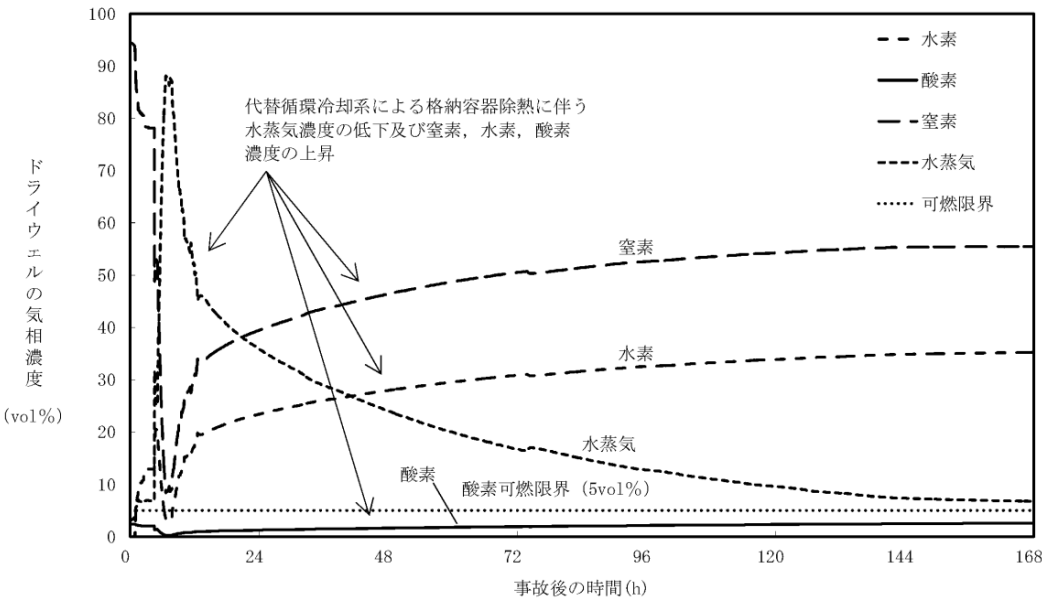
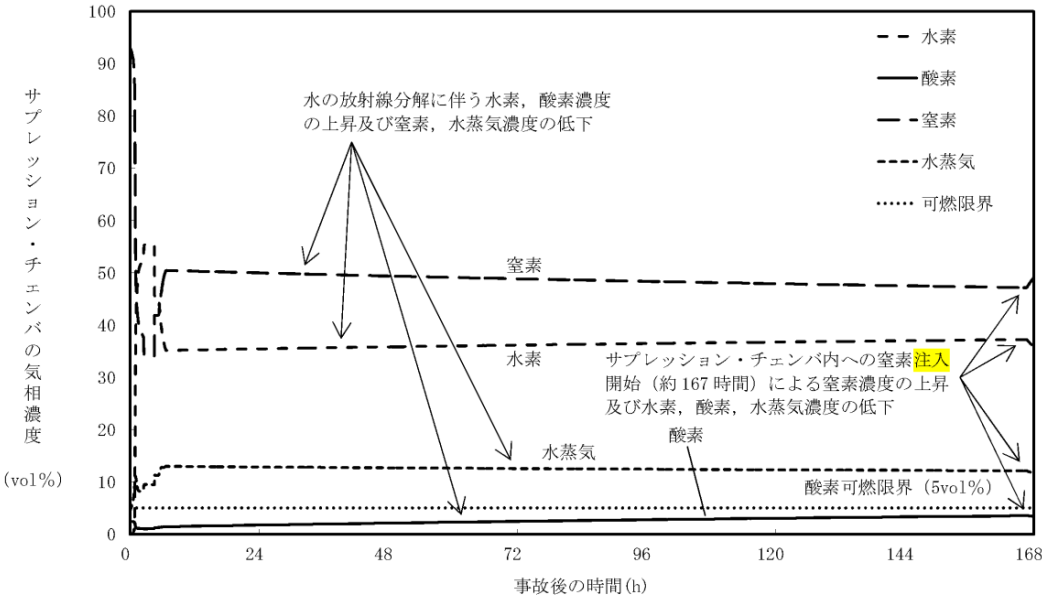
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
	<div data-bbox="1267 300 2202 819"> <p>溶融炉心によるコンクリートの侵食量 (cm)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>—— ペDESTAL (ドライウエル部) 壁面</p> <p>- - - ペDESTAL (ドライウエル部) 床面</p> <p>ペDESTAL (ドライウエル部) 壁面及び床面の侵食量 (0cm)</p> </div> <div data-bbox="1415 867 2027 936"> <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> </div>	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
	<div></div> <p>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）</p> <div></div> <p>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）</p>	

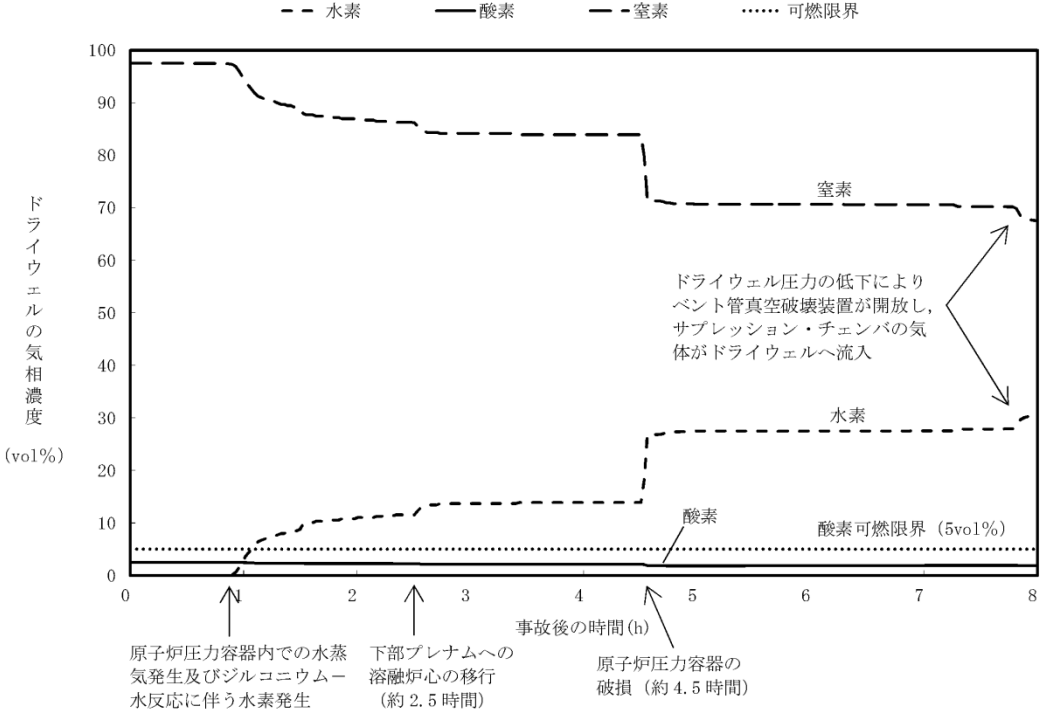
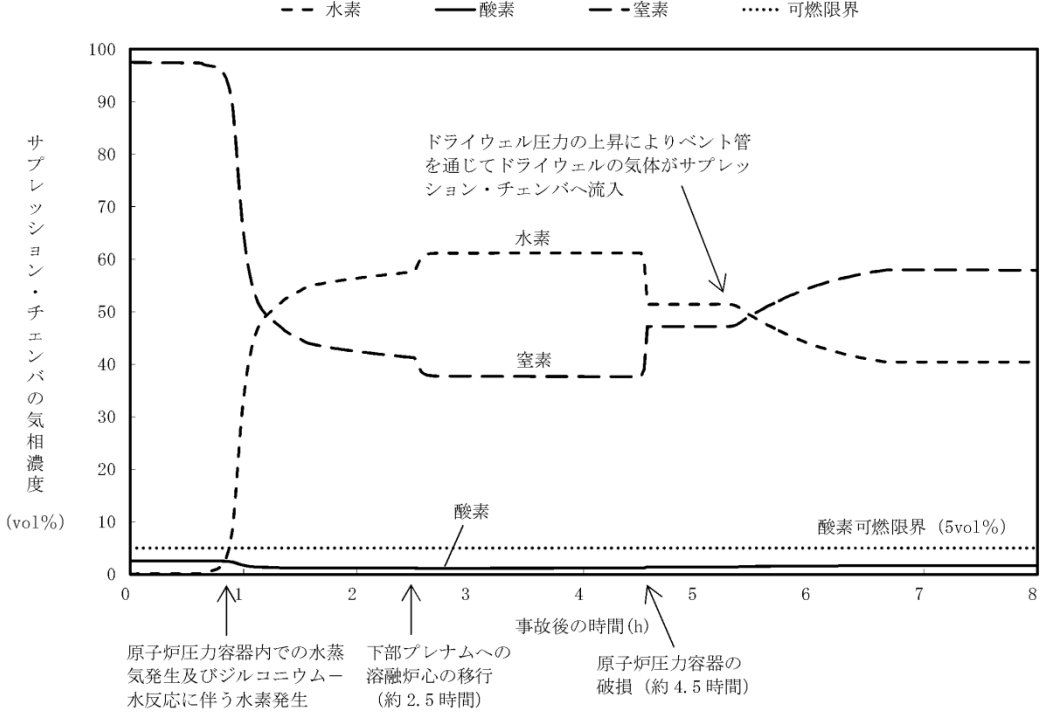
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
	<div><p>第 3.2－22 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件） （～8 時間）</p></div>	
	<div><p>第 3.2－23 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件） （～8 時間）</p></div>	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
	<div><p>第 3.2－24 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p></div>	
	<div></div>	

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
	<div><p>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）</p></div>	
	<div><p>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）</p></div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
	<div><p>格納容器圧力 (MPa[gage])</p><p>0.8 0.6 0.4 0.2 0.0</p><p>0 24 48 72 96 120 144 168</p><p>事故後の時間 (h)</p><p>格納容器スプレイ等による格納容器圧力抑制</p><p>0.62MPa [gage]</p><p>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却開始までの最高圧力 約 0.47MPa [gage]（約 7.5 時間）</p><p>代替循環冷却系による格納容器除熱による圧力低下</p><p>ペDESTAL（ドライウエル部）への間欠注水によるドライウエル圧力の変動</p><p>格納容器内酸素濃度（ドライ条件）4.0vol%到達にて可搬型窒素供給装置によるサブプレッション・チェンバ内への窒素注入開始（約 133 時間）</p><p>原子炉圧力容器破損及びペDESTAL（ドライウエル部）への溶融炉心落下（約 4.5 時間）に伴う圧力上昇</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）に伴う圧力上昇</p><p>格納容器圧力 310kPa [gage] 到達後、可搬型窒素供給装置による窒素注入を停止することで格納容器圧力は平衡状態となる。</p></div> <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>	<ul style="list-style-type: none">感度解析実施項目の相違 <p>（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>
	<div><p>格納容器雰囲気温度 (°C)</p><p>300 200 100 0</p><p>0 24 48 72 96 120 144 168</p><p>事故後の時間 (h)</p><p>格納容器スプレイ等による格納容器温度抑制</p><p>200°C</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までの最高温度 約 150°C（約 7.4 時間）</p><p>代替循環冷却系による格納容器除熱による圧力低下</p><p>ペDESTAL（ドライウエル部）への間欠注水によるドライウエル雰囲気温度の変動</p><p>原子炉圧力容器破損及びペDESTAL（ドライウエル部）への溶融炉心落下（約 4.5 時間）に伴う温度上昇</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）に伴う温度上昇</p></div> <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>	

格納容器雰囲気温度 (°C)

300
200
100
0

0 24 48 72 96 120 144 168

事故後の時間 (h)

格納容器スプレイ等による格納容器温度抑制

200°C

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~~開始までの最高温度 約 150°C（約 7.4 時間）

代替循環冷却系による格納容器除熱による圧力低下

ペDESTAL（ドライウエル部）への間欠注水によるドライウエル雰囲気温度の変動

原子炉圧力容器破損及びペDESTAL（ドライウエル部）への溶融炉心落下（約 4.5 時間）に伴う温度上昇

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）に伴う温度上昇

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.3 原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <p>7.2.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，LOCA，長期TB，TBU 及びTBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，熔融炉心と原子炉压力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。</p> <p>水蒸気爆発は，熔融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり，外乱が加わる要素は考えにくい。このことから，実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>また，水蒸気爆発とは別に，熔融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり，現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから，本評価では，圧力スパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉格納容器を冷却及び除熱し，熔融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による，水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>また，熔融炉心の落下後は，格納容器下部注水系（常設）によって熔融炉心を冷却するとともに，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧</p>	<p>3.3 原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用</p> <p>3.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，長期TB，TBU，TBP，TBD及びLOCA である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では，発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，熔融炉心と原子炉压力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合には構造物が破壊され格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，熔融炉心が水中に落下し，細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し，そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した熔融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。ペDESTAL（ドライウェル部）に張られた水は準静的であり，外乱が加わる要素は考えにくい。このことから，実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>(添付資料 3.3.1，3.3.2，3.3.3，3.3.4，3.3.5)</p> <p>また，水蒸気爆発とは別に，熔融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。</p> <p>上記のとおり，現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから，本評価では，圧力スパイクについてその影響を評価する。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，ペDESTAL（ドライウェル部）の水位を約1mに維持し，熔融炉心からペDESTAL（ドライウェル部）のプール水への伝熱による，水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより，格納容器の破損を防止する。</p> <p>また，原子炉压力容器の下部から熔融炉心が落下するまでに，ペDESTAL（ドライウェル部）に熔融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，格納容器の破損を防止</p>	<p>・P R Aの違いによりプラント損傷状態に違いがあるが，実態として相違点はない</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない。</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）			赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下を想定する。この状況では、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約 2m としている。また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた</p>	<p>する。</p> <p>さらに、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、格納容器内へ窒素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響について評価することとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、ペDESTAL（ドライウエル部）への溶融炉心の落下を想定する。この状況では、ペDESTAL（ドライウエル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、ペDESTAL（ドライウエル部）に水プールが存在することから、溶融炉心落下時にはペDESTAL（ドライウエル部）に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り水位は、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約1mとしており、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を約1mに維持する手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備する。</p> <p>さらに、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却手段、緊急用海水系による冷却水（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を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の「3.2.1(3) 格納</p>	<p>・東海第二では水素燃焼対策として P C V への窒素注入を実施</p> <p>・東海第二では R P V 破損後は R P V への注水を手順に基づき実施する条件としている</p> <p>・東海第二は通常運転時から 1m の水張り</p> <p>・通常運転時からの 1m の水張り、窒素注入等の対策の違いに起因する記載の相違</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>一連の重大事故等対策の概要は、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(3)の a. から j. に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(3)に示す g. 及び h. である。なお、g. の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。</p> <p>本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第7.2.2－1 図から第7.2.2－4 図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第7.2.2－2 図及び第7.2.2－3 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>7.2.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</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TQUV とし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「6.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUV を選定した。一方、プラント損傷状態をLOCA とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリー</p>	<p>容器破損防止対策」と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2－1図及び第3.2－2図である。また、重大事故等対策の手順と設備との関係は、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2－1表である。</p> <p>3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</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TQUV とし、TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とする、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペDESTAL）」である。</p> <p>「1.2.2.1(3) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUV を選定した。一方、プラント損傷状態をLOCA とする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 熔融炉心・コ</p>	<p>・柏崎刈羽は概要図と対策の関係を記載（PWRには当該記載無し）</p> <p>・東海第二では、全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>ト相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし，「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており，異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら，どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり，原子炉減圧以降も，熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから，これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，構造材との熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動，炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外 FCI（熔融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第 7.2.3－1 図及び第 7.2.3－2 図に，格納容器圧力，格納容器温度，原子炉格納容器下部の水位及び注水流量の推移を第 7.2.3－3 図から第 7.2.3－6 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は，約 0.51MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は，原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]を下回るため，原子炉格納容器バウンダリの機能は維持</p>	<p>ンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし，「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており，異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら，どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり，原子炉減圧以降も，熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから，これらの格納容器破損モードについては同じシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，構造材との熱伝達，原子炉圧力容器破損，格納容器における格納容器各領域間の流動，炉心損傷後の格納容器における原子炉圧力容器外 F C I（熔融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p> <p>よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード M A A P により格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の推移を第 3.3－1 図及び第 3.3－2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器圧力は，第 3.3－1 図に示すとおり，熔融炉心とペデスタル（ドライウエル部）の水との相互作用によって発生する圧力スパイクは約 0.22MPa [gage]にとどまることから，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・東海第二は D C H にて記載</p> <p>・評価条件，運用・設備設計，事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが，実態として記載内容に違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は，約 146℃ に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は，原子炉格納容器の限界温度の 200℃を下回るため，原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>本評価では，「6. 2. 2. 2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について，格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお，「6. 2. 2. 2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「7. 2. 2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7. 2. 5 熔融炉心・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熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「7. 2. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>7. 2. 3. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉压力容器破損に至り，熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として，熔融炉心落下前の格納容器下部注水（常設）による水張り操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては，熔融炉心落下速度，細粒化量，プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では，熔融炉心落下速度，細粒化量の不確かさに対して，エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお，プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価の結果，運転員等操作時間に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>なお，これまでの FCI 実験の知見からは，一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い熔融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが，実機で想定される程度の熔融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されて</p>	<p>用圧力の2倍（0. 62MPa [gage] ）を下回る。また，格納容器雰囲気温度は，第3. 3－2図に示すとおり，約118℃にとどまることから，格納容器バウンダリにかかる温度は，評価項目である200℃を下回る。これらのことから，熔融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）の水との相互作用による熱的・機械的荷重は格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p> <p>本評価では，「1. 2. 2. 2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について，対策の有効性を確認した。</p> <p>「1. 2. 2. 2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)，(6)及び(7)に示す評価項目並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した熔融炉心及び格納容器の安定状態維持については，「3. 2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また，(8)の評価項目については，「3. 5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。</p> <p>（添付資料 3. 2. 8）</p> <p>3. 3. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉压力容器破損に至り，熔融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。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，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，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）水位の確保操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては，熔融炉心落下速度，細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。本評価事故シーケンスの評価では，熔融炉心の落下速度，細粒化量の不確かさに対して，エントレインメント係数を変化させた場合の影響評価を実施する。なお，プール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>なお，これまでの F C I 実験の知見からは，一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い熔融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが，実機で想定される程度の熔融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確</p>	<p>いはない</p> <p>・各シーケンスで確認対象とする評価項目の整理の相違</p> <p>・対策の相違</p> <p>・東海第二は影響評価の結果は「運転員等操作時間絵に与える影響」，「評価項目となるパラメータに与える影響」に記載</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>いないことから、実機条件においては原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び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，原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施するが，炉心下部プレナムへの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原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの，その差異は小さいことを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして，格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度，格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが，BWR の格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており，また，格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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</p>	<p>認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，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，燃料棒被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの，その差異は小さいことを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして，格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度，格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが，BWR の格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから，格納容器圧力及び雰囲気温度を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における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</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>た、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、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>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている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（原子炉圧力容器破損後）があるが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して早まる時間はわずかであり、また、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで、原子炉圧力容器破損を速やかに判断可能であることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>（添付資料3. 3. 6）</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード M A A P の評価結果の方が保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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おり、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数について感度解析を行った結果、第 7.2.3－7 図及び第 7.2.3－8 図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、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>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>える影響は小さい。</p> <p>格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR 実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び雰囲気温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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おり、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BWR 5，Ma r k－I 改良型格納容器プラントにおいては原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。このうち、BWR 5，Ma r k－II型格納容器プラントにおいては、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、第 3.3－3 図及び第 3.3－4 図に示すとおり、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響が小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.3.6，3.3.7)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</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>・記載方針の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものでしており，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，原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は，解析条件の 50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃，事象開始 24 時間以降は 40℃）に対して最確条件は約 35℃～約 50℃であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり，原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが，注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部，サブプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，大破断 LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが，操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものでしており，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，熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は，解析条件の 50℃（事象開始 12 時間以降は 45℃，事象開始 24 時間以降は 40℃）に対して最確条件は約 35℃～約 50℃であり，解析条件の不確</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，原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（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）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は，解析条件の35℃に対して最確条件は35℃以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度がおおむね低くなるが，注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サブプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，サブプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，大破断 L O C Aを考慮した場合，原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが，操作手順（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）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>（添付資料3.3.6，3.3.8）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</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，熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は，解析条件の35℃に対して最確条件は35℃以下であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，ペデスタル（ド</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>かさとして，最確条件とした場合は，原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり，原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが，原子炉格納容器下部プール水温度が低い場合は，顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり，潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し，圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部，サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について，原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は，事故シーケンスを「大破断 LOCA＋ECCS 注水機能喪失」とし，本評価事故シーケンスの解析条件と同様，電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合，原子炉压力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果，第 7.2.3－9 図に示すとおり，事象発生から約 6.4 時間後に原子炉压力容器破損に至り，圧力スパイクの最大値は約 0.44MPa [gage] となったが，圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり，原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa [gage] 以下であることから，評価項目を満足する。</p>	<p>ライウエル部）への注水温度がおおむね低くなり，原子炉压力容器破損時のペデスタル（ドライウエル部）のプール水温度が低くなるが，ペデスタル（ドライウエル部）のプール水温度が低い場合は，顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり，潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し，圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，サプレッション・プール水位及びドライウエル雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について，原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するに当たり，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は，事故シーケンスを「大破断 L O C A＋注水機能喪失」とし，本評価事故シーケンスの解析条件と同様，電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合，原子炉压力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果，第 3.3－5 図に示すとおり，事象発生から約 3.3 時間後に原子炉压力容器破損に至り，圧力スパイクの最大値は約 0.20MPa [gage] となったが，圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり，評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa [gage]）以下であることから，評価項目を満足する。</p> <p>（添付資料 3.3.6，3.3.8）</p>	
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し，これらの要因が，運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の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，事象発生 90 分後に開始することとしているが，余裕時間を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さい。また，本操作の操作開始時間は，緊急用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり，緊急用海水系の操作開始時間が早まれば，本操作の操作時間も早まる可能性があり，代替循環冷却系の運転開始時間も早まるが，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</p>	<p>・評価条件，運用・設備設計，事象進展等の違いに起因する記載の相違はあるが，実態として記載内容に違いはない</p> <p>・対応手順の相違</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.7 時間の時間余裕があり，また，原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し，水張り操作を実施するため，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は，解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが，中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており，また，他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから，他の操作に与える影響はない。</p>	<p>操作を完了できることから影響はない。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作は，解析上考慮していないが，操作時間として代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施から24分後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉圧力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり，また，実態の操作時間は想定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>（添付資料3.3.6）</p>	
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（海水）の確保操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作は，緊急用海水系の操作開始時間が早まった場合には，本操作も早まる可能性があり，格納容器圧力及び雰囲気温度を早期に低下させる可能性があることから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作は，運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作時間は想定とほぼ同等であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>（添付資料3.3.6）</p>	<p>・対応手順の相違</p>
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し，その結果を以下に示す。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し，その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の緊急用海水系による冷却水（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時間の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保操作については，事象発生から90分後の代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施に対し，原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間ある。操作時間は約24分間であることから，操作完了後の排水時間5分を考慮しても，操作遅れに対して約2.5時間程度の時間余裕があ</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから，水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると，事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から，事象発生から約7.0時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると，原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p> <p>(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>7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは，「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから，必要な要員及び資源の評価は「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，溶融炉心と原子炉压力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水により原子炉压力容器破損前に原子炉格納容器下部へ約2mの水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）」について，有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には，水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は，原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]を下回るため，原</p>	<p>る。</p> <p>(添付資料3.3.6)</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>なお，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において，原子炉压力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており，評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>(添付資料3.2.10)</p> <p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから，必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.3.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，溶融炉心と原子炉压力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合には構造物が破壊され格納容器が破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を約1mに維持する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋FCI（ペDESTAL）」について，有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には，溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下することで圧力スパイクが発生するが，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回るため，格納容器バウンダリの機能は維持さ</p>	<p>・東海第二特有の感度解析に係る記載</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また，安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>れる。また，安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保手段等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<div></div> <p>第 7.2.3－1 図 原子炉圧力の推移</p> <div></div> <p>第 7.2.3－2 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div> <div>・東海第二ではDCHにて記載</div>

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所	備 考
第 7. 2. 3－3 図 格納容器圧力の推移		第 3. 3－1 図 格納容器圧力の推移	
第 7. 2. 3－4 図 格納容器温度の推移		第 3. 3－2 図 格納容器雰囲気温度の推移	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<div></div> <p>第 7.2.3－5 図 格納容器下部水位の推移</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div>
<div></div> <p>第 7.2.3－6 図 注水流量の推移</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div>

・東海第二ではD C Hにて記載

・東海第二ではD C Hにて記載

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
<div></div> <p>第 7.2.3-7 図 格納容器圧力の推移 (感度解析ケース（エントレインメント係数最小値）)</p>	<div></div> <p>第 3.3-3 図 エントレインメント係数を最小値とした場合の格納容器圧力の推移</p>	
<div></div> <p>第 7.2.3-8 図 格納容器圧力の推移 (感度解析ケース（エントレインメント係数最大値）)</p>	<div></div> <p>第 3.3-4 図 エントレインメント係数を最大値とした場合の格納容器圧力の推移</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<div></div> <div>第 7. 2. 3－9 図 格納容器圧力の推移（大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失）</div>	<div></div> <div>第3.3－5図 起因事象をLOCAとした場合の格納容器圧力の推移</div>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.4 水素燃焼</p> <p>7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム－水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードは，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，格納容器下部注水によって水素ガス発生を抑制する。</p> <p>なお，6 号及び7 号炉において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は 13vol%※1 を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では，水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが，特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。</p> <p>※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により，水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>「7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「7.2.1.2.1 格納容器破損防</p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解により発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，格納容器内の水素と酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び格納容器内への窒素注入によって，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持し，格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，コリウムシールドの設置及びペDESTAL（ドライウェル部）への注水によって水素発生を抑制する。</p> <p>なお，格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断されるが，東海第二発電所において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は 13vol%を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では，酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により，水素燃焼による格納容器破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない。</p> <p>・マネジメント及び期待する S A 設備の違い</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>止対策」と同じである。</p> <p>7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</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，酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから，本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは，「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また，評価事故シーケンスを「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は，「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで，原子炉格納容器内の気体が排出され，水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し，水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに，サブプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで，水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され，原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，原子炉圧力容器におけるECCS 注水（給水系・代替注水設備含む），炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，構造材との熱伝達，放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生，原子炉圧力容器内FP 挙動，原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動，サブプレッション・プール冷却，スプレイ冷却，放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP 挙動が重要現象となる。よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAP により格納容器圧力，格納容器温度，原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p>	<p>容器破損防止対策」と同じである。</p> <p>3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</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，炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち，格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスである「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。</p> <p>この事故シーケンスは，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから，本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また，評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は，「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで，格納容器内の気体が排出され，水素及び酸素の絶対量が減少することで，格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，原子炉圧力容器におけるECCS 注水（給水系・代替注水設備含む），炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，構造材との熱伝達，原子炉圧力容器破損，放射線水分解等による水素・酸素発生，原子炉圧力容器内FP 挙動，格納容器における格納容器各領域間の流動，サブプレッション・プール冷却，スプレイ冷却，放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP 挙動が重要現象となる。よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAP により格納容器圧力，格納容器雰囲気温度，格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。</p> <p>また，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない。</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「7.2.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第7.2.4－1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 酸素濃度</p> <p>原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスを考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の3.5vol%とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は、解析コードMAAP の評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAP の評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードMAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G 値（100eV あたりの分子発生量）、以下「G 値」という。）は、それぞれ0.06、0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線，ガンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線，ガンマ線ともに1 とする。</p> <p>(c) 金属腐食等による水素ガス発生量</p> <p>原子炉格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム－水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。</p>	<p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.4－1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 初期酸素濃度</p> <p>格納容器の初期酸素濃度は、保安規定の運転上の制限における上限の2.5vol%（ドライ条件）とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合と解析コードMAAP の評価結果であるジルコニウム－水反応量（約10.1%）を比較し、水素発生量が少ない解析コードMAAP の評価結果を用いた。これは、重大事故が発生した場合、ジルコニウム－水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回ること及び格納容器内の水素濃度が低い場合、相対的に酸素濃度は高くなることから、酸素濃度の上昇による可燃限界到達の観点で厳しいシーケンスとなるためである。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードMAAP で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（G 値（100eV 当たりの分子発生量）、以下「G 値」という。）は、それぞれ0.06、0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線，ガンマ線ともに1、サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線，ガンマ線ともに0.1 とする。</p> <p>(添付資料3.4.1、3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量</p> <p>格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム－水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</p> <p>(添付資料3.1.2.10)</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない。</p> <p>・運用の違い</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「7.2.1.2.2 (4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力，格納容器温度，ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件）の推移を第 7.2.4－1 図から第 7.2.4－6 図に、事象発生から 7 日後 (168 時間後) の酸素濃度を第 7.2.4－2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は 7.2.1.2.2 (4) a. と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約 2.5 時間後にジルコニウム－水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から 13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から 7 日後までの間、原子炉格納容器の初期酸素濃度である 3.5vol%を上回ることとはなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3.4vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件では、事象発生約 5 時間後から約 18 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送られ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は 1vol%未満(約 0.2vol%)である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く、0.02MPa [abs] 未満(水素及び酸素の分圧の和は</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力，格納容器雰囲気温度，ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件）の推移を第 3.4－1 図から第 3.4－10 図に、事象発生から 7 日間における酸素濃度の最大値と到達時間を第 3.4－2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して水素が発生し、炉心の再冠水に伴い事象発生から約 2.7 時間後にジルコニウム－水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約 84 時間後に、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装置による格納容器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。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が 310kPa [gage] に到達した時点で停止する。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol%を上回るが、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。</p>	<p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない。</p> <p>・東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最大値は 7 日以前のタイミングとなる</p> <p>・東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最大値は 7 日以前のタイミングとなる</p> <p>・水素燃焼対策としての窒素供給等の評価条件，運用・設備設計，事象進展等に違いに起因する記載の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>0.01MPa[abs]未満)である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約5vol%であり、サプレッション・チェンバ内の全圧が0.50MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧は少なくとも0.47MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生約18時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は、ドライウエルにおいて約3.7vol%、サプレッション・チェンバにおいて約3.9vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事象発生約168時間後における崩壊熱は約11.6MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約2.3×104Nm3/hである。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考ええる。</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については、「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・</p>	<p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性のある場合については、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作によって水素及び酸素を排出し、水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、ペDESTAL（ドライウエル部）に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合の水素発生の影響については、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・</p>	<p>・東海第二では、ドライ条件での酸素濃度管理を実施</p> <p>・評価項目に対する確認の記載箇所の相違</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>過温破損)」のうち、「7. 2. 1. 2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「7. 2. 1. 2. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「7. 2. 1. 2. 3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「7. 2. 1. 2. 3(2) a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の 3. 5vol%に対して最確条件は約 3vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 16. 6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0. 06，酸素ガス：0. 03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系(ウ</p>	<p>過温破損)」のうち、「3. 1. 2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3. 1. 2. 3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格納容器破損モードにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3. 1. 2. 3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3. 1. 2. 3(2) a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の 2. 5vol%に対して最確条件は約 1vol%～約 2vol%であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10. 1%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては、水素発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素：0. 06，酸素：0. 03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、</p>	<p>・東海第二では水素燃焼対策として P C V への窒素供給を実施</p> <p>・東海第二では水素燃焼対策として P C V への窒素供給を実施</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>エットウェルベント）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「7. 2. 1. 3 代替循環冷却系を使用しない場合」において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのページを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の 3. 5vol%に対して最確条件は約 3vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 16. 6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「7. 2. 1. 2. 3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第 7. 2. 4－7 図及び第 7. 2. 4－8 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 18. 2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は 1 割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3. 6vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 7. 2. 4－9 図及び第 7. 2. 4－10 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 17. 1%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は 3%程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 3. 9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0. 06、酸素ガス：0. 03</p>	<p>格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3. 1. 3 代替循環冷却系を使用できない場合」において、成立性を確認している。</p> <p>(添付資料 3. 4. 3, 3. 4. 4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の 2. 5vol%に対して最確条件は約 1vol%～約 2vol%であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10. 1%が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は、運転員等操作である常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3. 1. 2. 3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第 3. 4－11 図及び第 3. 4－12 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 15. 3%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は 5 割程度増加するが、ドライ条件における酸素濃度の最大値は約 4. 0vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 3. 4－13 図及び第 3. 4－14 図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 7. 6%が水と反応し、炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は 1 割程度減少するが、ドライ条件における酸素濃度の最大値は約 4. 0vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素：0. 06、酸素：0. 03</p>	<p>・東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>・東海第二では、ドライ条件での酸素濃度管理を実施</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている G 値（水素ガス：0.4、酸素ガス：0.2）を使用した感度解析を実施した。第 7.2.4－11 図から第 7.2.4－15 図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ウェット条件において事象発生から約 51 時間で 5vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol%まで低下する。また、ドライ条件では、ドライウェルの酸素濃度が 5vol%を超えるが、これはドライウェルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり、実際の状況下でドライ条件となり、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>ドライ条件としないことを確認するため、水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として、格納容器圧力が最も低下する事象発生から 7 日後（168 時間後）において、残留熱除去系による格納容器スプレイをドライウェルに連続で実施した場合を評価し、原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第 7.2.4－16 図から第 7.2.4－18 図に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器スプレイ開始後約 4 時間（原子炉格納容器内が負圧となる時間）までは、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至ることはない。なお、ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実施する手順とはしておらず、格納容器スプレイにインターロックによる自動起動はないことから誤動作のおそれはない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても、原子炉格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約 4 時間の時間余裕がある。また、格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから、約 4 時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。このため、現実として原子炉格納容器内が負圧になることはなく、したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中への Cs-137 の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事</p>	<p>に対して最確条件は同じであるが、本解析条件の不確かさとして、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として、G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている G 値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第 3.4－15 図から第 3.4－17 図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象発生から約 122 時間で 4.3vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol%（ドライ条件）到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが格納容器外に押し出される。また、可搬型窒素供給設備による格納容器内への窒素注入操作により、ドライ条件においても酸素濃度は可燃限界である 5vol%に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中への C s－137 の総放出量の観点</p>	<p>・東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>・東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>・水素燃焼対策としての P C V への窒素供給等の評価条件，運用・設備設計，事象進展等に違いに起因する記載の相違</p> <p>・東海第二では、ドライ条件での酸素濃度管理を実施</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）			赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考	
象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約 2.0TBq を超えることはなく、評価項目である 100TBq を十分に下回る。	でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約 3.7TBq を超えることはなく、評価項目である 100TBq を十分に下回る。 (添付資料 3.4.3, 3.4.4, 3.4.5)		
b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「7.2.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。	b. 操作条件 本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。		
(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「7.2.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。	(3) 操作時間余裕の把握 本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。		
(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。	(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。		
7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。	3.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。		
7.2.4.5 結論 格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム－水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。 格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。	3.4.5 結 論 格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム－水反応等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化を実施するとともに、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している。 格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。	・設備設計及び運用の違い	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>上記の場合においても，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により，酸素濃度が可燃限界である 5vol%以下となることから，水素燃焼に至ることはなく，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>上記の場合においても，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により，酸素濃度はドライ条件においても可燃限界である 5vol%以下となることから，水素燃焼に至ることはなく，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，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。</p> <p>以上のことから，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>・設備設計及び運用の違い</p> <p>・設備設計及び運用の違い</p>

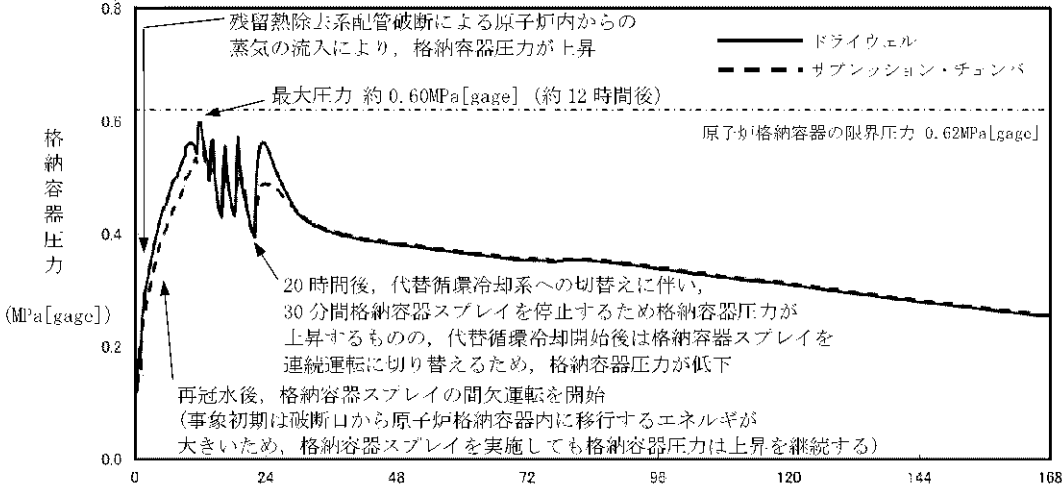
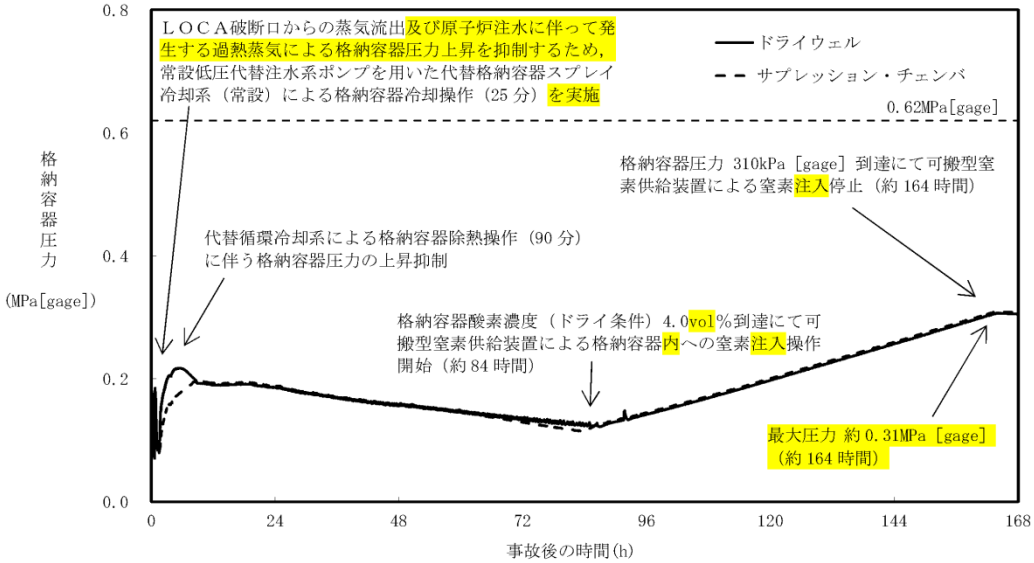
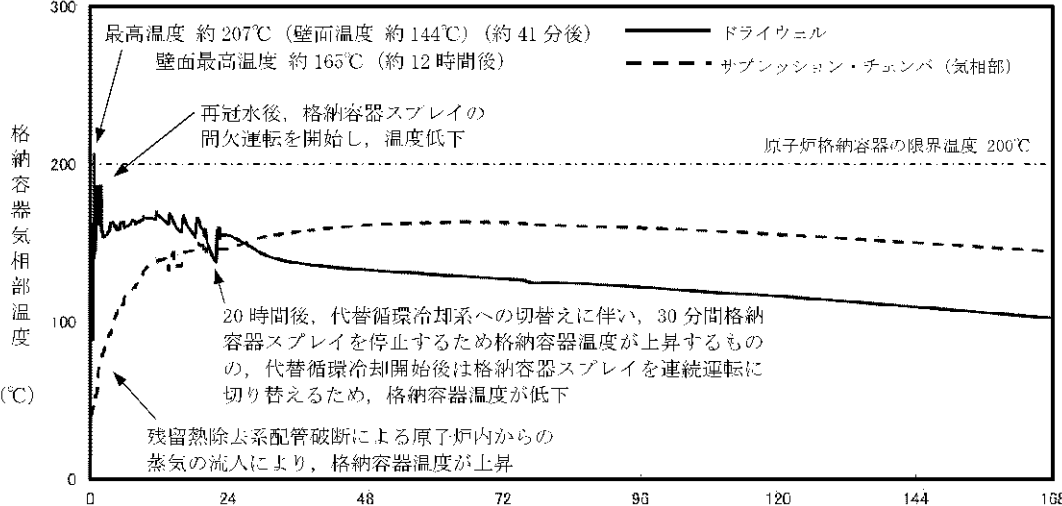
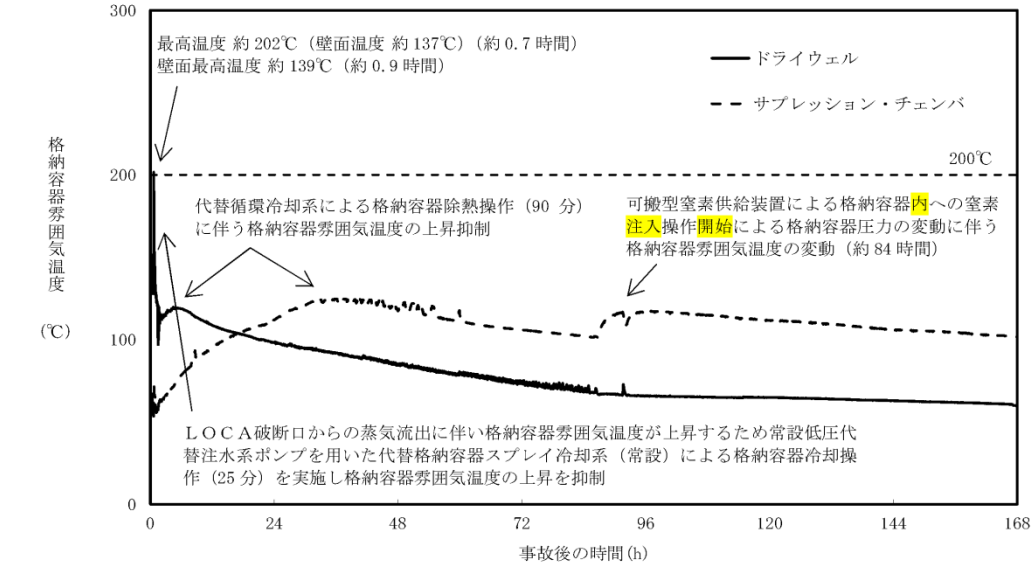
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

第 7.2.4－1 表 主要解析条件（水素燃焼）			東海第二発電所		備 考
項目	主要解析条件		条件設定の考え方		
	初期条件	酸素濃度	3.5vol%		保安規定をもとに設定（運転上許容されている値の上限）
事故条件	炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量		解析コードMAAPによる評価結果	
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない		酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス：0.06分子/100eV 酸素ガス：0.03分子/100eV		重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定	
	第 7.2.4－2 表 事象発生から 7 日後（168 時間後）の酸素濃度※				
		ウェット条件（vol%）	ドライ条件（vol%）		
	ドライウエル	約 2.3	約 3.7		
	サブプレッション・チェンバ	約 3.4	約 3.9		
※ 全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が反応した場合					

第 3.4－1 表 主要解析条件（水素燃焼）				
項目	主要解析条件		条件設定の考え方	
	初期条件	初期酸素濃度	2.5vol%	保安規定の運転上の制限における上限として設定
事故条件	炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量		解析コードMAAPによる評価結果
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない		酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV		重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定
	第 3.4－2 表 事象発生から 7 日間（168 時間）における酸素濃度の最大値及び到達時間※			
		ウェット条件	ドライ条件	
	ドライウエル	約 2.7vol%（約115時間）	約 2.8vol%（約107時間）	
	サブプレッション・チェンバ	約 2.5vol%（約0.4時間）	約 4.0vol%（約84時間）	
※ 全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が反応した場合				

3.4－15

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
<div><p>第 7.2.4－1 図 格納容器圧力の推移</p></div>	<div><p>第 3.4－1 図 格納容器圧力の推移</p></div>	
<div><p>第 7.2.4－2 図 格納容器気相部温度の推移</p></div>	<div><p>第 3.4－2 図 格納容器雰囲気温度の推移</p></div>	
	3.4－16	

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

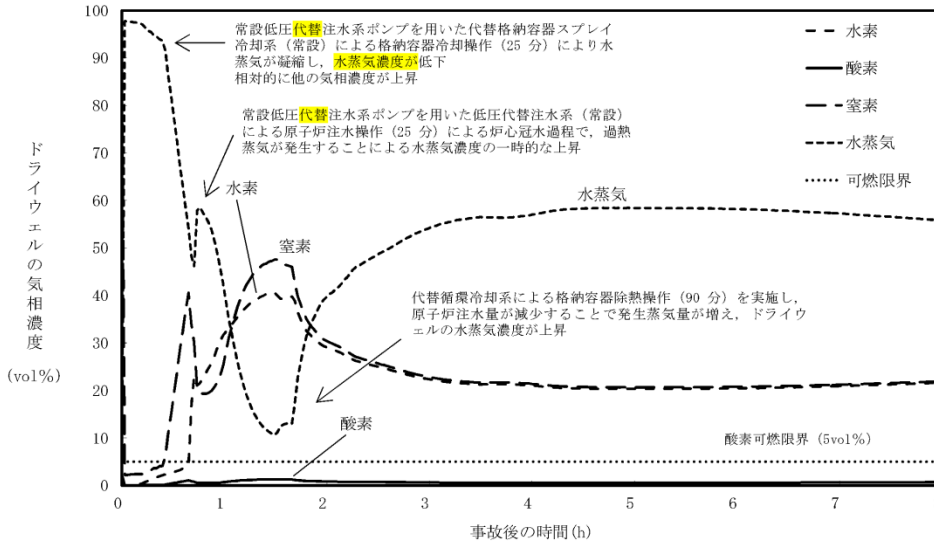
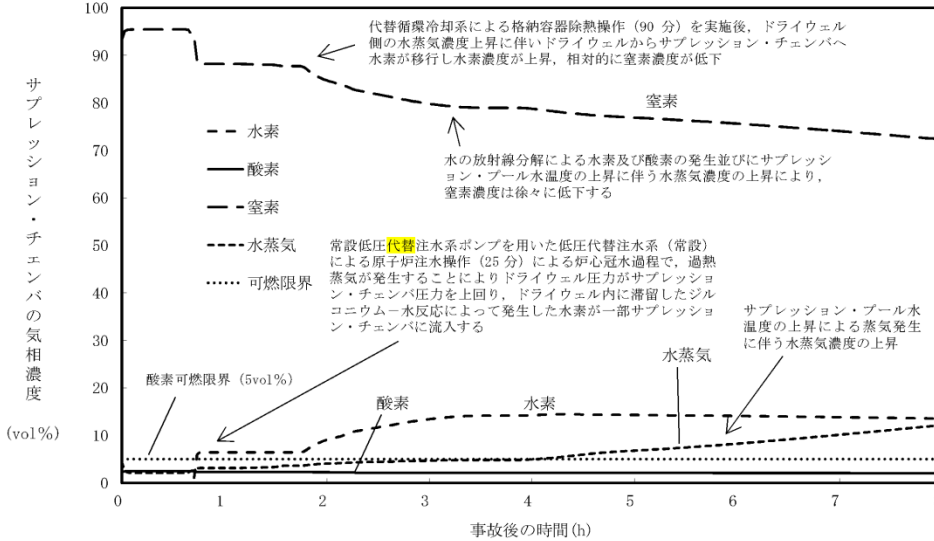
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
第 7.2.4－3 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）	第 3.4－3 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）	
第 7.2.4－4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）	第 3.4－4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）	
	3.4－17	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
	<div></div>	
	<p>第 3.4－6 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移</p> <p>（ウェット条件）（～8 時間）</p>	
	3.4－18	

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

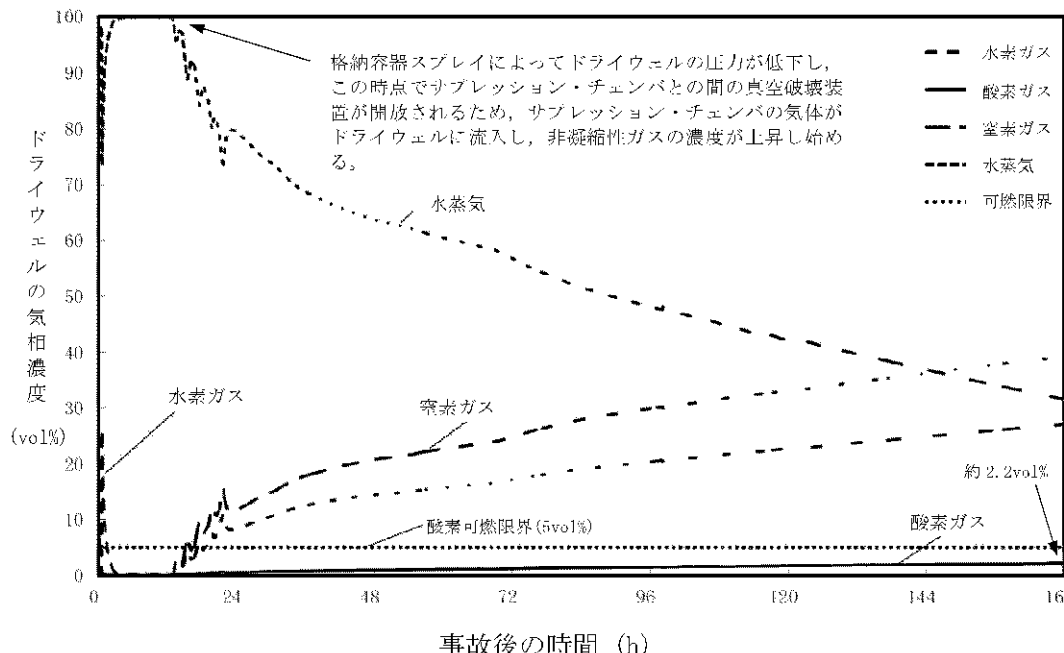
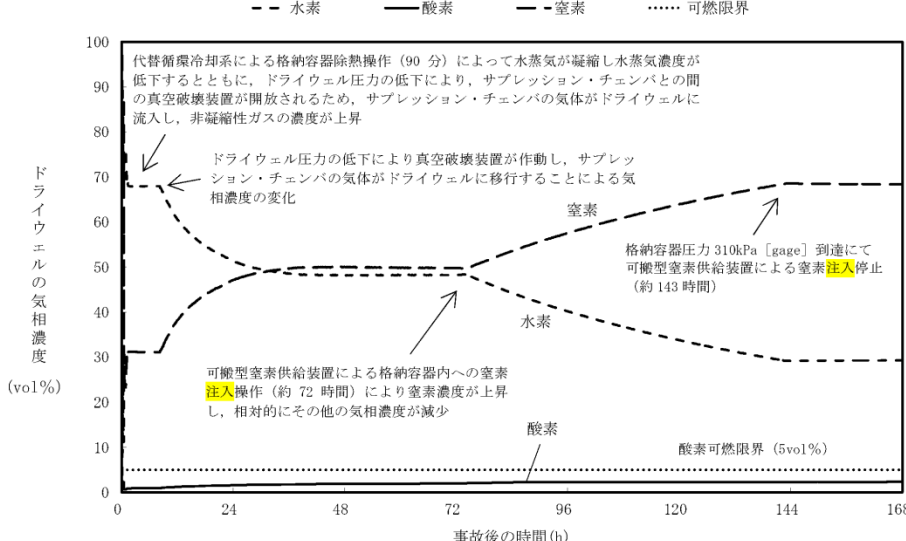
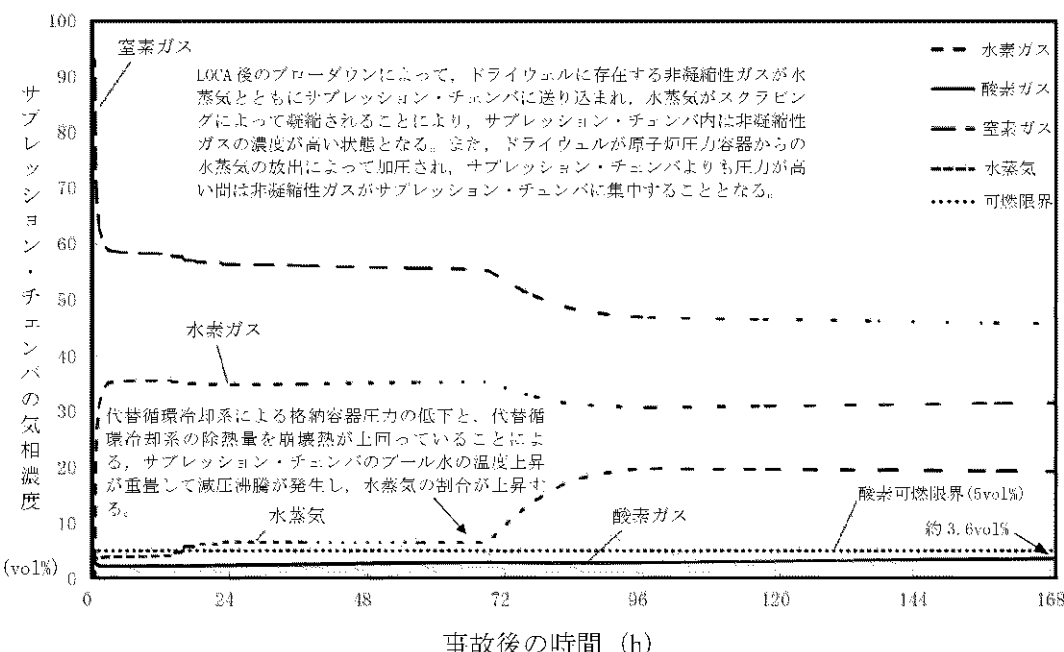
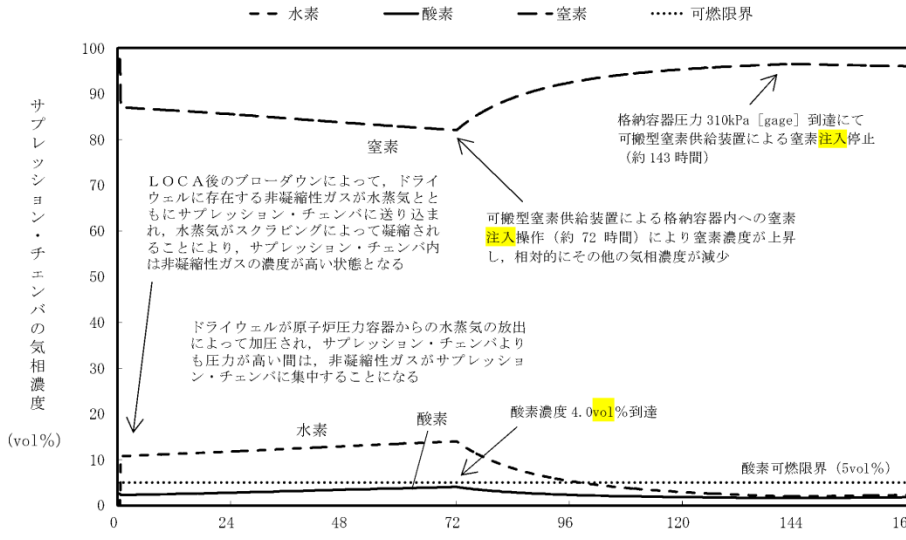
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<div><p>格納容器スプレイによってドライウエルの圧力が低下し、この時点でサブプレッション・チェンバとの間の真空破壊装置が開放されるため、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入することでドライウエルの気体組成がサブプレッション・チェンバの気体組成とほぼ同じになる。</p><p>LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送り込まれるため、事象発生から数時間後のドライウエルの気体濃度はほぼ100%が水蒸気となる。このため、この時のドライ条件での気体組成はほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となるが、そのウェット条件での濃度は1vol%未満（約0.2vol%）であり、ドライウエルの圧力が低下すればサブプレッション・チェンバから気体が流入することから、この時点でのドライ条件が成立することは現実には起こり得ない。</p><p>約3.7vol%</p><p>酸素可燃限界（5vol%）</p></div> <p>第7.2.4-5図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<div><p>代替循環冷却系による格納容器除熱（90分）によって水蒸気が凝縮し水蒸気濃度が低下するとともに、ドライウエル圧力の低下により、サブプレッション・チェンバとの間の真空破壊装置が開放されるため、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇</p><p>格納容器圧力310kPa〔gage〕到達にて可搬型窒素供給装置による窒素注入停止（約164時間）</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（約84時間）により窒素濃度が上昇し、相対的にその他の気相濃度が減少</p><p>ドライウエル圧力の低下により真空破壊装置が作動し、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに移行することによる気相濃度の変化</p><p>酸素可燃限界（5vol%）</p></div> <p>第3.4-7図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	
<div><p>窒素ガス</p><p>水素ガス</p><p>酸素ガス</p><p>酸素可燃限界（5vol%）</p><p>約3.9vol%</p></div> <p>第7.2.4-6図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<div><p>窒素</p><p>水素</p><p>酸素</p><p>酸素濃度4.0vol%到達</p><p>格納容器圧力310kPa〔gage〕到達にて可搬型窒素供給装置による窒素注入停止（約164時間）</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（約84時間）により窒素濃度が上昇し、相対的にその他の気相濃度が減少</p><p>ドライウエルが原子炉圧力容器からの水蒸気の放出によって加圧され、サブプレッション・チェンバよりも圧力が高い間は、非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバに集中することになる。</p><p>酸素可燃限界（5vol%）</p></div> <p>第3.4-8図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
	<div></div> <p>第 3.4－5 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件） （～8 時間）</p>	
	<div></div> <p>第 3.4－6 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 （ウェット条件）（～8 時間）</p>	
	3.4－18	

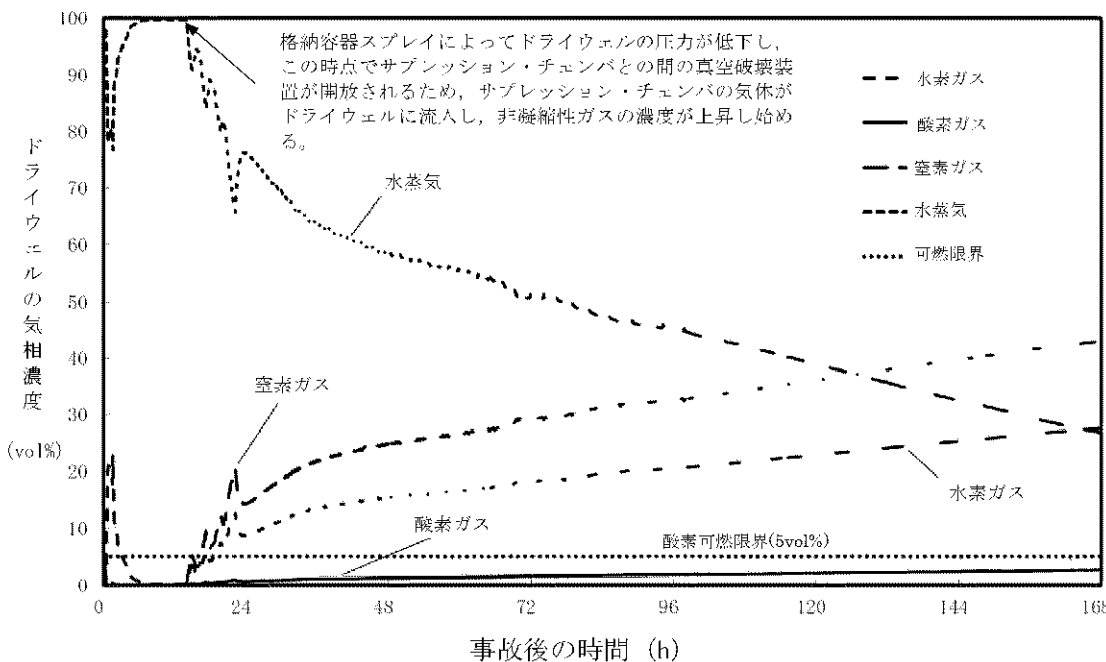
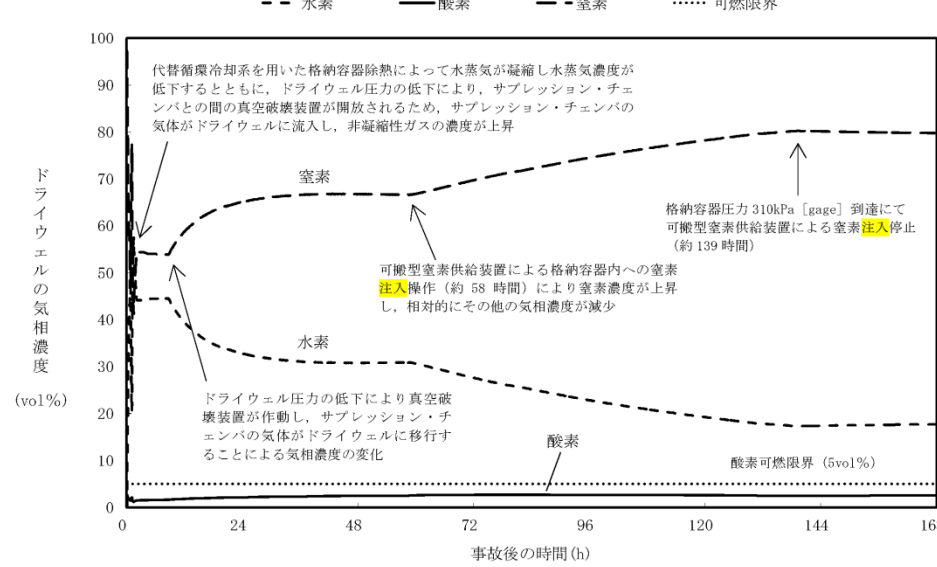
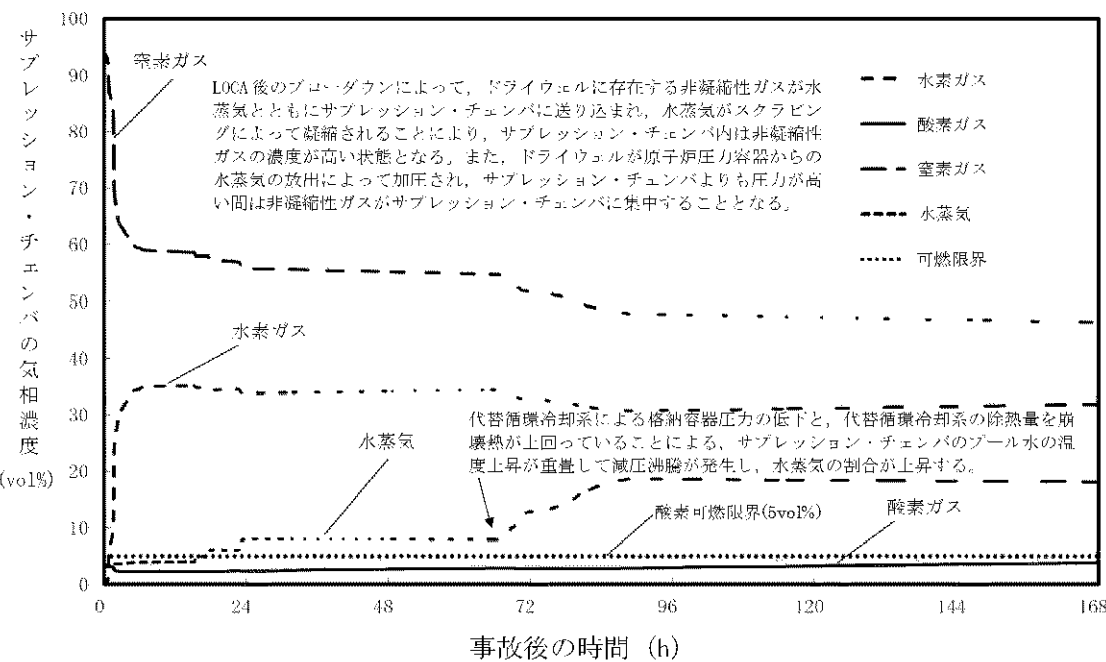
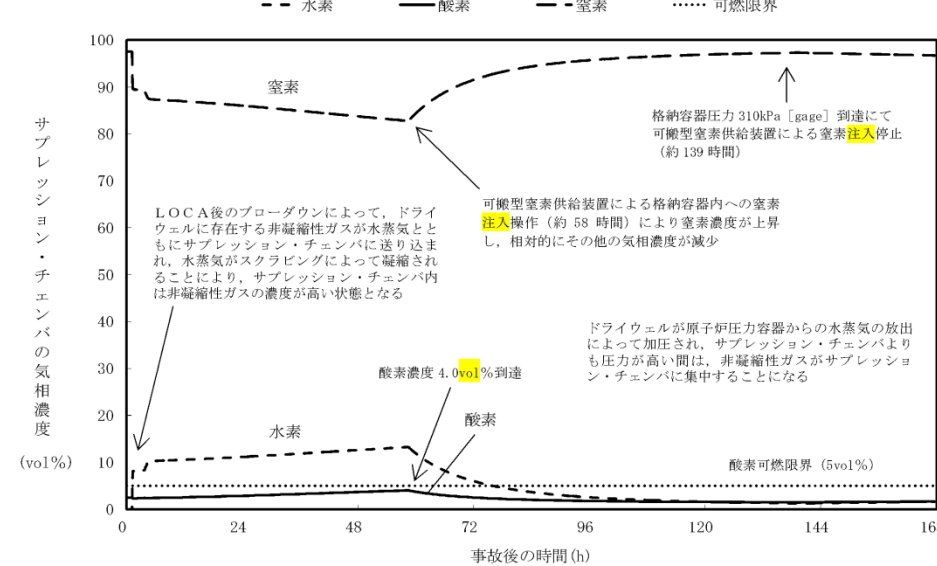


3.4－18

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>第 7.2.4－7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）</p> 	<p>第 3.4－11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p> 	
<p>第 7.2.4－8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p> 	<p>第 3.4－12 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</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）

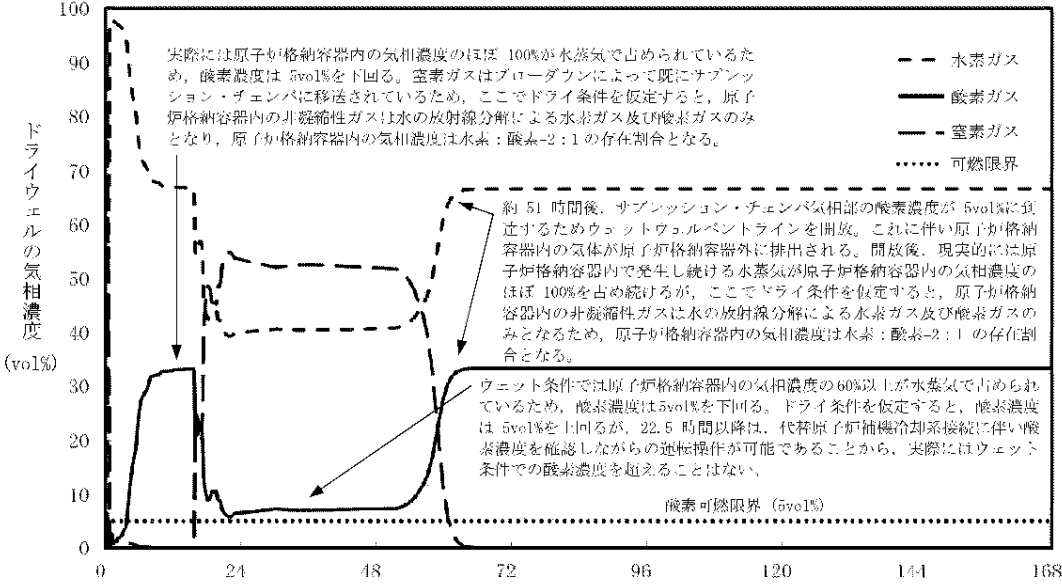
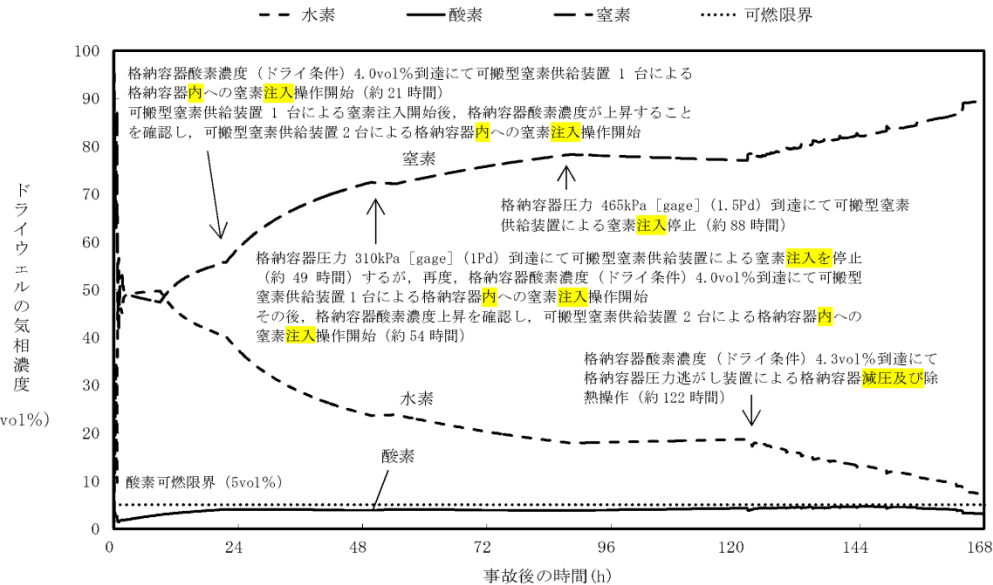
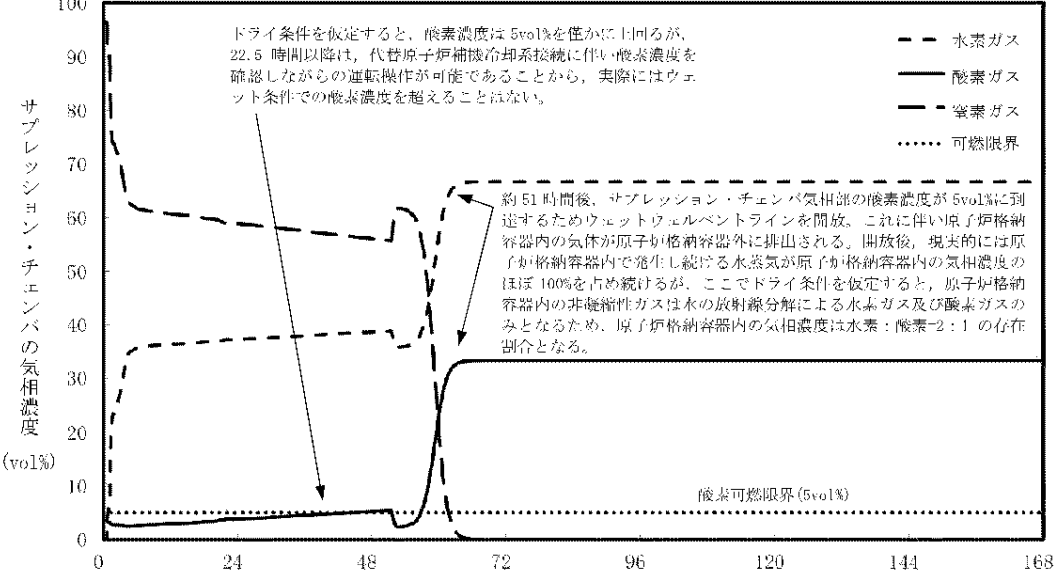
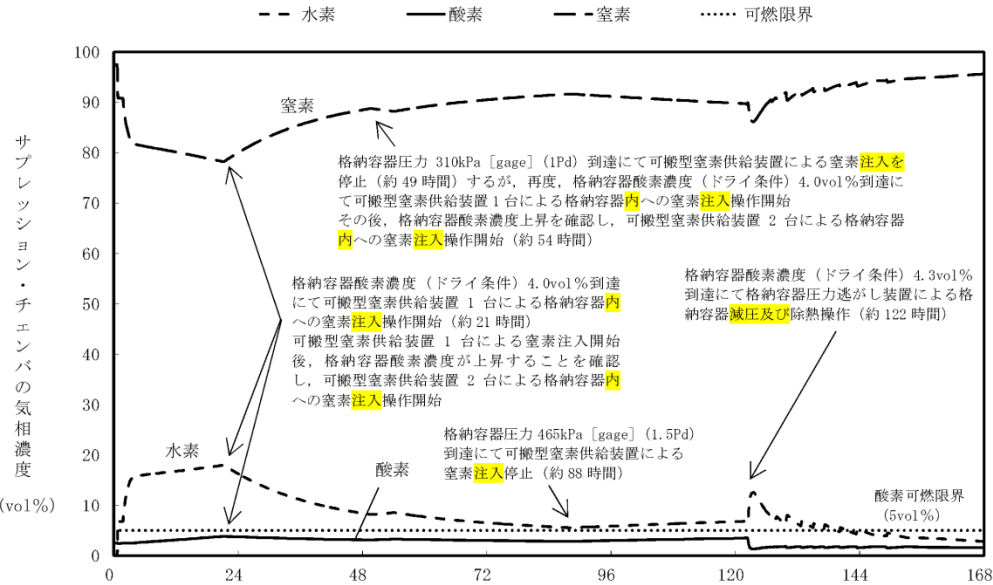
柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<div></div> <p>第 7.2.4－9 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<div></div> <p>第 3.4－13 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	
<div></div> <p>第 7.2.4－10 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<div></div> <p>第 3.4－14 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	3.4－22

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<div></div>	<div></div>	
第 7.2.4－11 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移※	第 3.4-15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移	
※ 本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 7.2.1.2－11 図及び第 7.2.4－1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。		
	3.4－23	

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<div></div> <p>第7.2.4－12 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>		<div>・東海第二はドライ条件のみ記載（酸素濃度をドライ条件で管理するため）</div>
<div></div> <p>第7.2.4－13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>		

第7.2.4－13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

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

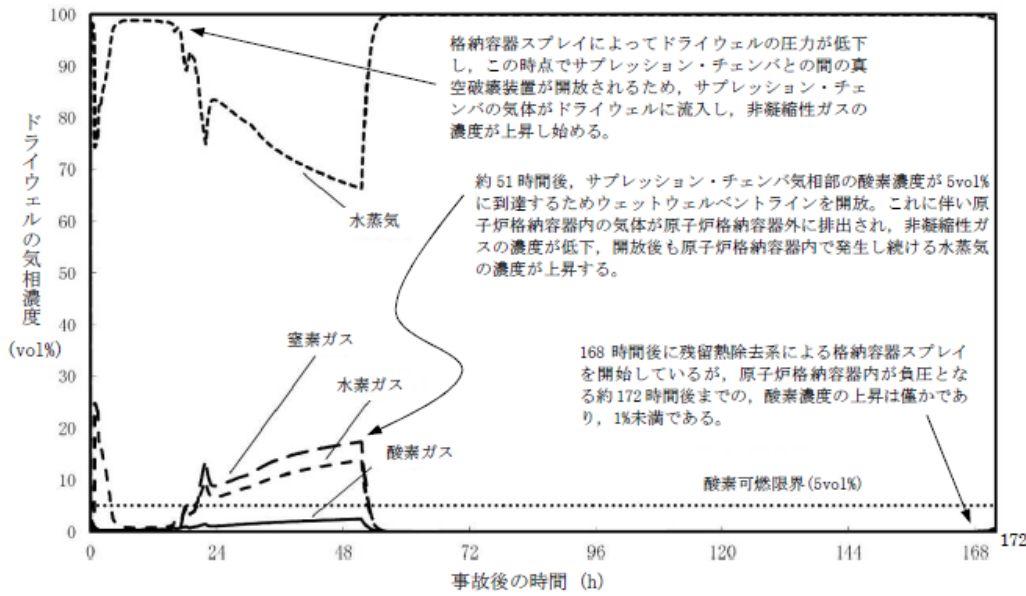
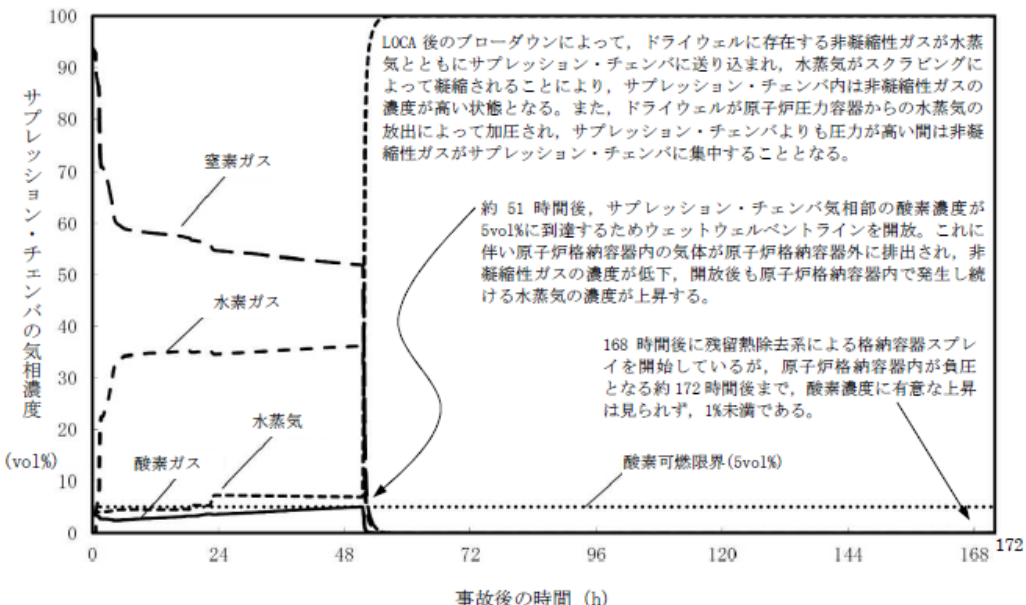
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<div><p>第 7.2.4－14 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p></div>	<div><p>第 3.4－16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p></div>	<div><p>・東海第二はドライ条件のみ記載（酸素濃度をドライ条件で管理するため）</p></div>
<div><p>第 7.2.4－15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p></div>	<div><p>第 3.4－17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p></div>	
	3.4－24	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所	備 考
<div></div> <p>第 7.2.4－16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移（事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウェルスプレイ（954m³/h）を連続で実施）※</p> <p>※本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 7.2.1.2－11 図及び第 7.2.4－1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。</p>			<p>・感度解析の実施項目の相違 （東海第二は酸素濃度をドライ条件で管理するため、本感度解析は不要）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
<div></div> <p>第 7.2.4－17 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）（事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ（954m³/h）を連続で実施）</p>		<ul style="list-style-type: none">感度解析の実施項目の相違 （東海第二は酸素濃度をドライ条件で管理するため、本感度解析は不要）
<div></div> <p>第 7.2.4－18 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）（事象発生から 168 時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ（954m³/h）を連続で実施）</p>		

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，LOCA，長期TB，TBU 及びTBP である。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下する時点で，原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し，かつ，熔融炉心の落下後は，格納容器下部注水系（常設）によって熔融炉心を冷却することにより，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。</p> <p>また，熔融炉心の落下後は，格納容器下部注水系（常設）によって熔融炉心を冷却するとともに，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後，代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお，本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器破損に至るものとする。</p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，長期TB，TBU，TBP，TBD及びLOCAである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では，発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力容器内の熔融炉心が格納容器へ流れ出し，熔融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって，ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置するとともに，通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウエル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で，原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下するまでに，ペDESTAL（ドライウエル部）に熔融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し，また，熔融炉心の落下後は，ペDESTAL（ドライウエル部）への注水によって熔融炉心を冷却することにより，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制するとともに格納容器の破損を防止する。</p> <p>また，長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより，格納容器の破損を防止する。</p> <p>さらに，格納容器内における水素燃焼を防止するため，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，格納容器内へ窒素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響について評価することとする。</p>	<p>・PRAの違いによりプラント損傷状態に違いがあるが，実態として相違点はない</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが，実態として相違点はない</p> <p>・MCCI対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・東海第二では水素燃焼対策としてPCVへの窒素注入を実施</p> <p>・東海第二ではRPV破損後はRPVへの注水を手順に基づき実施する条件としている</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。また、ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を抑制し、かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて、ドライウェルサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。</p> <p>本格格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1(3)の a. から j. に示している。このうち、本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の7.2.2.1. (3) に示す g. から j. である。</p> <p>本格格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 7.2.2－1 図から第 7.2.2－4 図である。このうち、本格格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第 7.2.2－2 図及び第 7.2.2－3 図である。本格格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態を TQUV とし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態が TQUV であるため、事故対応に及ぼす逃がし安</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに、通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウェル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）水位の確保手段及びペDESTAL（ドライウェル部）注水手段を整備する。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制する観点から、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレー冷却系（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>本格格納容器破損モードの防止及びその他の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2－1 図及び第 3.2－2 図である。また、重大事故等対策の手順と設備との関係は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2－1 表である。</p> <p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態を T Q U V とし、T Q U V に属する事故シーケンスのうち、時間余裕の厳しさの観点から、事象進展が早い過渡事象を起因とする、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」である。</p> <p>「1.2.2.1(3) 評価事故シーケンスの選定」に示すとおり、プラント損傷状態の</p>	<p>・柏崎刈羽はドライウェルサンプへの溶融炉心流入抑制のためにコリウムシールドを設置</p> <p>・柏崎刈羽は概要図と対策の関係を記載（PWR には当該記載無し）</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない。</p>

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「6.2.2.1(3)e. 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCA と TQUV を比較し、LOCA の場合は原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで熔融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられる TQUV を選定した。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。</p> <p>本格納容器破損モード及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内 F P 挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外 F C I（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）、熔融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p>	<p>選定では、LOCA と TQUV を比較し、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はないこと、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用と熔融炉心・コンクリート相互作用は原子炉圧力容器破損後に生ずる一連の物理現象であることから、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」と同じプラント損傷状態を選定し一連のプラント挙動を確認することを考慮し、TQUV を選定した。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を TQUX としており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内 F P 挙動、炉心損傷後の格納容器におけるペDESTAL（ドライウェル部）床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外 F C I（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達）、熔融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP によりペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p>	<p>・東海第二では、全交流動力電源喪失の重畳を考慮</p> <p>・対応手順の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「7. 2. 2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。原子炉格納容器下部の侵食量評価に対しては，コリウムシールドの外側の面積が小さい 6 号炉の床面積を用いた。また，初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については，「7. 2. 4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第 7. 2. 5－1 図及び第 7. 2. 5－2 図に，格納容器圧力，格納容器温度，ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件，ドライ条件），サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器下部水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第 7. 2. 5－3 図から第 7. 2. 5－11 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「7. 2. 2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 1cm，壁面で約 1cm に抑えられ，原子炉格納容器下部の熔融炉心は適切に冷却される。</p> <p>原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては，コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約 1. 64m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>評価の結果，原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 1cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては，原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 7. 1m であり，原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 1cm であるため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は，原子炉格納容器下部についてはコンクリートの侵食量が約 1cm であるため，約 4kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，ジルコニウム－水反応によって約 1, 400kg の水素ガスが発生することを考慮すると，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響</p>	<p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は，「3. 2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また，初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については，「3. 4 水素燃焼」と同じである。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおけるペデスタル（ドライウェル部）の水位，ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移を第 3. 5－1 図及び第 3. 5－2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3. 2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>第 3. 5－2 図に示すとおり，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置するとともに，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（ドライウェル部）水位の確保操作及びペデスタル（ドライウェル部）への注水操作によりペデスタル（ドライウェル部）に落下した熔融炉心を冷却することで，ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず，侵食は生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお，MAAPコードによる評価においては，コリウムシールドと熔融炉心の接触面温度は 2, 100℃未満であり，コリウムシールドの侵食は生じない。ただし，熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価した場合には，コリウムシールドには 3. 3cm 程度の侵食が生じるが，この場合においてもペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らず侵食は生じない。このため，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，コリウムシールドの侵食に伴うガスの発生は生じず，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。</p> <p>（添付資料 3. 5. 1， 3. 5. 2， 3. 5. 3）</p>	<p>・複数号炉の変更申請に係る記載</p> <p>・東海第二はDCHにて記載</p> <p>・評価条件，運用・設備設計，事象進展等に違いに起因する記載の相違（東海第二はコンクリート侵食 0cm、可燃性ガスの発生なし）</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>は小さい。なお，原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の本評価における水素濃度は，ドライウェルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方，酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの，事象発生から 7 日後（168 時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約 2.1vol%，ドライ条件で約 2.6vol%であり，可燃限界である 5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用によって，可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると，原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり，一酸化炭素の影響は無視できる。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため，溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり，上記の酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>その後は，原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の流量での格納容器下部注水を継続して行うことで，安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について，原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量※¹をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>※1 溶融炉心が適切に冷却されることについても，原子炉格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。</p> <p>なお，「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「7.2.4 水素燃焼」において，(7)の評価項目については「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが，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(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り，溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p>	<p>本評価では，「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について，対策の有効性を確認した。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)，(6)及び(7)に示す評価項目並びにペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また，(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。</p> <p>(添付資料 3.2.8)</p> <p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り，溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）に落下してコンクリートを侵食するこ</p>	<p>・各シーケンスで確認対象とする評価項目の整理の相違</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として，熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては，熔融炉心の粒子化，熔融炉心の拡がり，デブリから水への熱伝達，コンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では，水による拡がり抑制に対して熔融炉心の拡がりを抑制した場合，及び，デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお，熔融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合，コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。これらの影響評価に加え，熔融物がドライウェルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で，熔融物の落下量及び熔融物のポロシティを保守的に考慮した場合，及び，熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果，運転員等操作時間に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響として，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また，原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し，300℃に到達した時点（事象発生から約 3.7 時間後）で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い，原子炉格納容器下部への熔融炉心の落下に対しては，原子炉格納容器下部の雰囲気温度，格納容器圧力等を監視することによって，原子炉圧力容器破損を認知し，原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応によって，熔融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいこ</p>	<p>とが特徴である。よって，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象進展に有意な影響を与えられられる操作として，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては，熔融炉心の粒子化，熔融炉心の拡がり，デブリから水への熱伝達，コリウムシールドを介した熱伝達，コンクリート種類が挙げられる。また，コリウムシールドは金属酸化物との共晶反応により侵食される可能性がある。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では，熔融炉心から水への熱伝達が本格納容器破損モードに対して影響が大きいことを踏まえて，デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお，熔融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合，コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。また，コリムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。これらの影響評価に加え，熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から崩壊熱を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>また，ペDESTAL（ドライウェル部）への熔融炉心の落下に対しては，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したこと等をもって原子炉圧力容器の破損兆候を検知し，格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を行うといった兆候を捉えた対応によって，熔融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンス</p>	<p>・MCCI 対策としてのコリウムシールドの設置等の評価条件，運用・設備設計，事象進展等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・東海第二では影響評価の結果を「運転員等操作時間絵に与える影響」，「評価項目となるパラメータに与える影響」に記載</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>とを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作，原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが，炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの，その差異は小さいことを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが，炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては，熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが，炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては，熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器の破損を起点としている原</p>	<p>では，原子炉圧力容器破損を起点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（原子炉圧力容器破損後）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を実施するが，下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器温度（下鏡部）の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としているこれらの操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード S A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード M A A P の評価結果の方が保守的であるものの，その差異は小さいことを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては，熔融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作があるが，下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器温度（下鏡部）の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器の破損を起点としているこれらの操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては，熔融炉心落下後の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）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器の破損を起点としているこれらの操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉压力容器内へのFP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉压力容器内FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からのプール水への熱流束及び熔融プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シーケンスでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約4.5 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後）及び常設低压代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としているこれらの操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはPHEBUS－FP 実験解析により原子炉压力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS－FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉压力容器内F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からのプール水への熱流束及び熔融プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。これより、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及びコンクリートの侵食量への影響が考えられるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の格納容器における熔融炉心とコンクリー</p>	<p>・対応手順の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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	
b. 評価項目となるパラメータに与える影響 炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により，水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であるものの，その差異は小さいことを確認している。また，原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により，原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 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	<div>トの伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に対しては，実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また，MAAPコードにおける熔融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり，コリウムシールドにも適用可能である。</div> <div>（添付資料 3.5.1， 3.5.4）</div> <div>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</div> <div>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</div> <div>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S A F E Rの評価結果との比較により，水位低下幅は解析コードMAAP の評価結果の方が保守的であるものの，その差異は小さいことを確認している。また，原子炉压力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</div> <div>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により，原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</div> <div>炉心損傷後の原子炉压力容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして，熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また，下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉压力容器破損時点でペDESTAL（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</div> <div>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</div>	・MCC I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して，早まる時間はわずかであり，破損時間がわずかに早まった場合においても，原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして，原子炉圧力容器内 FP 挙動と熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして，エントレインメント係数の感度解析により熔融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて，熔融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として，水中に落下した熔融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し，円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし，円柱の側面部分も水に接していることを想定し，上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果，第 7.2.5－12 図に示すとおり，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 1cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，熔融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，熔融炉心からのプール水への熱流束及び熔融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ，コンクリート侵食量について支配的な熔融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果，第 7.2.5－13 図に示すとおり，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 8cm，壁面で約 7cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお，本感度解析では，原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約 118kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，本評価においてもジルコニウム－水反応によって約 1,400kg の水素ガスが発生することを考慮すると，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が，可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について，本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は，ドライウエルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから，本感度解析において評価した，熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を，本評価の結果に加えて気相濃度を評価して</p>	<p>が早まることを確認しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して，早まる時間はわずかであり，破損時間がわずかに早まった場合においても，ペデスタル（ドライウエル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 F P 挙動の不確かさとして，原子炉圧力容器内 F P 挙動と熔融炉心との相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして，エントレインメント係数の感度解析より熔融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより熔融炉心の細粒化割合が変化した場合でも熔融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて，実機では熔融炉心の落下量が多く崩壊熱による継続的な加熱も生じることから各種実験と比較してより拡がりやすい傾向となる。また，熔融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は，種々の不均一な堆積形状を考慮しても，拡がりが抑制されないペデスタル（ドライウエル部）への均一堆積形状の方が熔融炉心と水の伝熱面積が大きくなり，熔融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合，熔融炉心落下時点における熔融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており，また，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水によって熔融炉心は継続的に冷却されることから，熔融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても，コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。また，炉心損傷後の熔融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，熔融炉心からプール水への熱流束及び熔融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ，コンクリート侵食量について支配的な熔融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じていないことから，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	<p>・M C C I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>も，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお，熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 118kg の気体の内訳は，可燃性ガスである水素ガスが約 93kg，一酸化炭素が約 25kg，その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると，原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり，一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方，原子炉格納容器内の酸素濃度については，熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため，熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため，本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度は「7.2.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第 7.2.2－2 表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものでしており，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，原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び熔融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は，解析条件の 800kW/m2 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m2 相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場</p>	<p>コリウムシールドの伝熱物性値の温度依存性の影響については，「3.5.3（4）コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」において，評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>（添付資料 3.5.1，3.5.4）</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</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，原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（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）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は，解析条件の 800kW／m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW／m²相当（圧力依存あり）であり，最</p>	<p>・MCC I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>合は，解析条件と同様であるため，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して，最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，コンクリートより融点が高い内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により，熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉压力容器下部の構造物の扱いは，解析条件の原子炉格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないことに対して，最確条件は部分的な溶融が生じ，原子炉格納容器下部に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，熔融物の発熱密度が下がるため，熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は，解析条件の 6 号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，原子炉格納容器下部の床面積が広がることで熔融炉心が冷却されやすくなるため，熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部，サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は，原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが，起回事象の違いによって操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉压力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制されるが，コンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。また，コリウムシールドについては，機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の原子炉压力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは，解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する熔融物とは扱わないことに対して，最確条件は部分的な溶融が生じ，ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，熔融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は，原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが，起回事象の違いによって操作手順（常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉压力容器破損後）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペDESTAL（ドライウェル部）床面積は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>・M C C I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・複数号炉の変更申請に係る記載</p> <p>・M C C I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものであり，その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の熔融炉心からのプール水への熱流束は，解析条件の 800kW/m2 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m2 相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について，感度解析を実施した。感度解析の結果，第 7.2.5－13 図に示すとおり，コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約 8cm，壁面で約 7cm に抑えられることから，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。なお，本感度解析では，原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約 118kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，本評価においてもジルコニウム－水反応によって約 1,400kg の水素ガスが発生することを考慮すると，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が，可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について，本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は，ドライウェルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから，熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について，感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお，熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 118kg の気体の内訳は，可燃性ガスである水素ガスが約 93kg，一酸化炭素が約 25kg，その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると，原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり，一酸化炭素の影響は無視できる。</p>	<p>機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。なお，熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの，コリウムシールドの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.1，3.5.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</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，熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>初期条件の熔融炉心からのプール水への熱流束は，解析条件の 800kW／m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW／m²相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。コリウムシールド及びコンクリートの侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について，感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスは発生しない。</p>	<p>・M C C I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p>	

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

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

柏崎刈羽原子力発電所 6／7 号機	東海第二発電所	備 考
<p>一方，原子炉格納容器内の酸素濃度については，溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため，溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため，本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を，本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度は「7.2.5.2(3)b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下となる。このため，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，コンクリートより融点が高い内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは，解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ，原子炉格納容器下部に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。コンクリート侵食量に対しては，溶融物のコリウムシールド内側への流入を考慮し，ドライウェルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で，溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮した場合についての感度解析を実施した。その結果，第 7.2.5－14 図に示すとおり，ドライウェルサンプのコンクリート侵食量は，床面で約 9cm，壁面で約 9cm に抑えられることから，原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器バウンダリ機能を維持できることを確認した。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は，解析条件の 6 号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，原子炉格納容器下部の床面積が広くなることで溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部，サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は，起因事象の不確かさを保守的に考慮するため，溶融炉心の崩壊熱をベ</p>	<p>初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また，コリウムシールドについては，機器条件にて考慮している。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウェル部）内構造物の扱いは，解析条件のペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ，ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は，起因事象として，原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象である L O C A 等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し，</p>	<p>・M C C I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・M C C I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記載の相違</p> <p>・複数号炉の変更申請に係る記載</p> <p>・M C C I 対策としてのコリウムシールドの設置等の違いに起因する記</p>

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>一スケースから変更し，事象発生から 6 時間後の値とした。これは，事故シーケンスを「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」とし，本評価事故シーケンスの解析条件と同様，電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する場合，原子炉水位の低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が約 6.4 時間となることを考慮し保守的に設定した値である。</p> <p>その結果，第 7.2.5－15 図に示すとおり，コンクリート侵食量は床面で約 3cm，壁面では約 3cm に抑えられ，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，コンクリート侵食量が僅かであることから，本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため，熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く，原子炉格納容器内の気体組成の推移は「7.2.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。なお，本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は，ドライウェルにおいて最低値を示すが，ウェット条件で 12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。一方，酸素濃度はウェット条件で 2.1vol%以下，ドライ条件で 2.6vol%以下であり，可燃限界である 5vol%を下回ることから，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p>	<p>事故シーケンスを「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」として，本評価事故シーケンスの評価条件と同様に，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。この場合，原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため，熔融炉心落下時の崩壊熱が大きくなるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペDESTAL（ドライウェル部）床面積は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお，熔融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるが，この影響については「3.5.3（4）コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価」にて，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>（添付資料 3.5.1，3.5.4）</p>	載の相違	
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.7 時間の時間余裕があり，また，原子炉格納容器下部の水</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し，これらの要因が，運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設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）は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から 6 分後（事象発生から約 4.6 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉圧力容器破損ま</p>	・対応手順の相違	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後（事象発生から約7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約7.0時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力、格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(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>でに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）は、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、格納容器冷却を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から7分後（事象発生から約4.6時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し、原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅くなる可能性があるが、中央制御室での操作のみであり、当直運転員は中央制御室に常駐していること、また、当該操作に対応する当直運転員に他の並列操作はないことから、操作時間に与える影響はない。</p> <p>（添付資料 3.2.2，3.5.4）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>（添付資料 3.5.4）</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、そ</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・対応手順の相違</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（熔融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達するまでの時間は事象発生から約 3.7 時間あり，原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また，原子炉圧力容器下鏡部温度 300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約 5 分間である。熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りは約 2 時間で完了することから，水張りを事象発生から約 3.7 時間後に開始すると，事象発生から約 5.7 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.7 時間後の水張りの完了から，事象発生から約 7.0 時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると，原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 1 時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については，原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 7.0 時間あり，また，熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも，熔融炉心落下前に張られた水が熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約 0.8 時間の時間余裕がある。</p>	<p>の結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損後）及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作については，原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間あり，また，熔融炉心落下後にペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも，熔融炉心落下前に張られた水が熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約 0.3 時間の時間余裕がある。</p> <p>（添付資料 3.2.14，3.5.4）</p> <p>(4) コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した影響評価</p> <p>コリウムシールドの材質であるジルコニアは，熔融炉心中に存在する金属酸化物との共晶反応を考慮した場合に侵食される可能性がある。また，MAAPコードにおけるコリウムシールドの伝熱モデルには伝熱物性値の温度依存性の不確かさが考えられる。このため，コリウムシールド設置に伴うこれらの影響を考慮した感度解析を実施した。</p> <p>解析条件ついて，金属酸化物との共晶反応により侵食したコリウムシールドの厚さは，CIT実験の知見を踏まえた侵食量を想定し 11cm とした。また，コリウムシールドの熱伝導率及び比熱はペDESTAL（ドライウエル部）の温度を厳しく評価するため，常温時のジルコニアの物性値とした。</p> <p>第 3.5－3 図にペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果，熔融炉心と接するコリウムシールドの温度は融点に至らず侵食は進行せず，また，ペDESTAL（ドライウエル部）コンクリートの壁面及び床面の温度も融点に至らず侵食しないことを確認した。したがって，コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した場合においても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>（添付資料 3.5.1）</p>	<p>・対応手順の相違</p> <p>・東海第二特有の感度解析に係る記載</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「7.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。</p> <p>このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備している。また、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約1cm, 壁面で約1cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>(5) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。また、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を考慮した感度解析を実施した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>なお、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響について感度解析を実施しており、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。</p> <p>（添付資料3.2.10）</p> <p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>3.5.5 結 論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置するとともに、通常運転中にあらかじめペDESTAL（ドライウエル部）に約 1m の水位で水張りを実施した上で、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段及びペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保及びペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>・東海第二特有の感度解析に係る記載</p> <p>・文章表現に多少の違いはあるが、実態として相違点はない</p>	

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（溶融炉心・コンクリート相互作用）			赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 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>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源については，7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において，コリウムシールドの設置，通常運転中のペデスタル（ドライウェル部）における約1m の水位での水張り，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）水位の確保手段及びペデスタル（ドライウェル部）注水手段等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<div><p>原子炉圧力 (MPa [gauge])</p><p>事故後の時間 (h)</p><p>(最大圧力 約 7.8MPa [gauge], 約 3.1 秒)</p><p>逃がし安全弁の手動開操作による原子炉減圧</p><p>逃がし安全弁開閉による原子炉圧力制御</p><p>炉心下部プレナムへの溶融炉心移行による原子炉圧力上昇 約 2.6MPa [gauge] (約 3.4 時間後)</p><p>原子炉圧力容器破損直前 (約 0.3MPa [gauge])</p><p>2.0MPa [gauge]</p></div> <p>第 7.2.5-1 図 原子炉圧力の推移</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div>
<div><p>原子炉水位 (m)</p><p>事故後の時間 (h)</p><p>逃がし安全弁からの蒸気放出により原子炉水位が低下</p><p>原子炉水位が有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁2個の開放による原子炉減圧により原子炉水位が低下</p><p>炉心下部プレナムの水は蒸発しているが、落下した溶融炉心の堆積により、見かけ上の原子炉水位が表示されている</p><p>溶融炉心の状態変化により見かけ上の原子炉水位が上昇している</p><p>原子炉圧力容器破損により炉心下部プレナムの全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下</p><p>有効燃料棒頂部</p><p>有効燃料棒底部</p><p>炉心下部プレナムへの溶融炉心移行に伴って炉心下部プレナム水が蒸発し原子炉水位が低下</p><p>シユラウド内水位</p><p>シユラウド外水位</p><p>炉心下部プレナム水位</p></div> <p>第 7.2.5-2 図 原子炉水位（シユラウド内外水位）の推移</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
<div></div> <p>第 7. 2. 5－3 図 格納容器圧力の推移</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<div></div> <p>第 7. 2. 5－4 図 格納容器温度の推移</p>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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
<div></div> <p>第 7.2.5－5 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div>
<div></div> <p>第 7.2.5－6 図 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div>

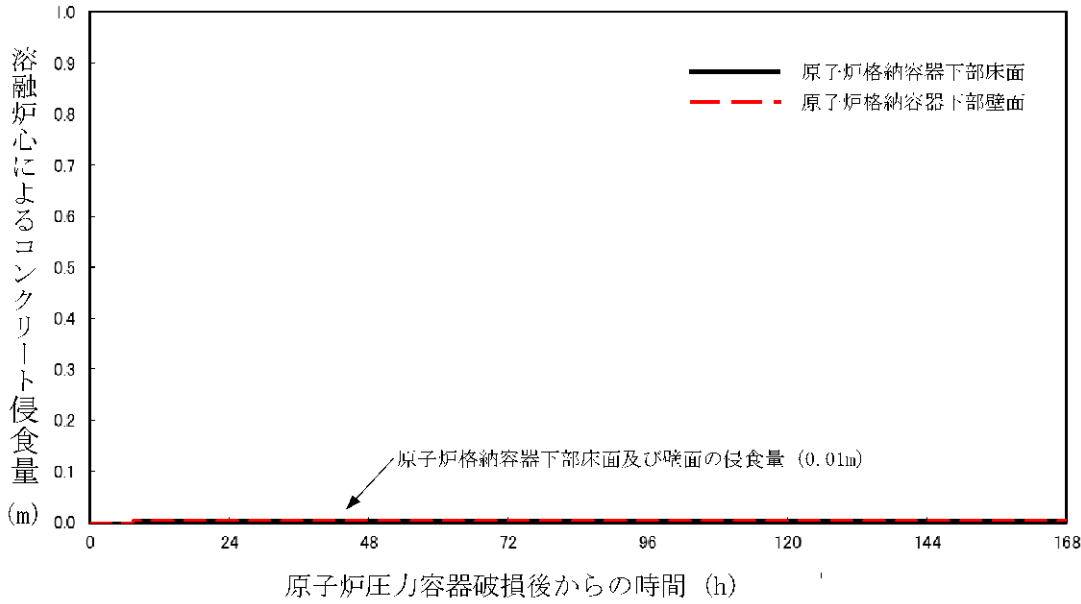
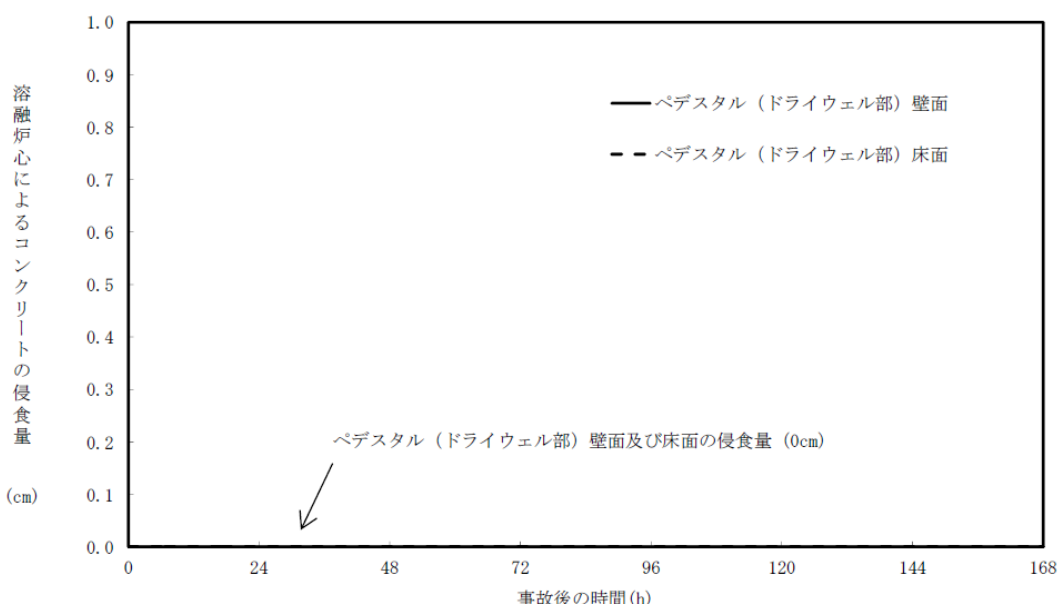
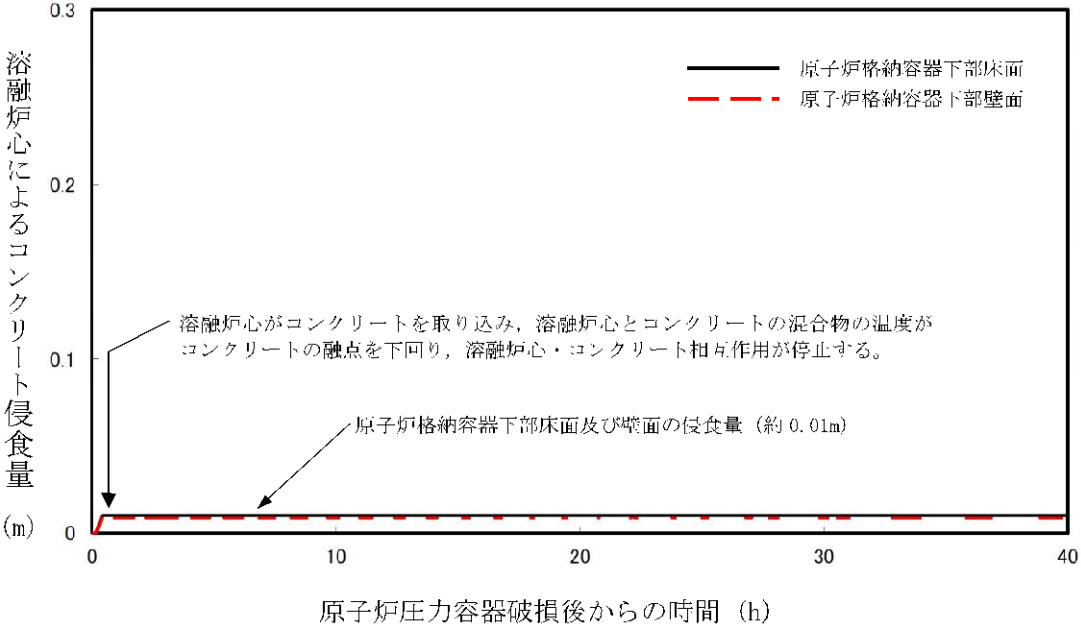
赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
黒字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<div><p>ドライウエルの気相濃度 (vol%)</p><p>事故後の時間 (h)</p><p>※ 溶融炉心・コンクリート相互作用による発生を考慮。</p><p>第 7.2.5－7 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p></div>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</p>
<div><p>サプレッション・チェンバの気相濃度 (vol%)</p><p>事故後の時間 (h)</p><p>※ 溶融炉心・コンクリート相互作用による発生を考慮。</p><p>第 7.2.5－8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p></div>		<p>・東海第二ではDCHにて記載</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）

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<div><p>サプレッション・チェンバ・プール水位</p></div> <p>第 7.2.5－9 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移</p>		<div>・東海第二ではDCHにて記載</div>
<div><p>格納容器下部水位</p></div> <p>第 7.2.5－10 図 格納容器下部水位の推移</p>	<div><p>ペデスタル（ドライウエル部）水位</p></div> <p>第 7.2.5－1 図 ペデスタル（ドライウエル部）の水位の推移</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
<div></div> <p>第 7. 2. 5－11 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</p>	<div></div> <p>第 7. 2. 5－2 図 ペDESTAL（ドライウェル部）の壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移</p>	<p>・感度解析の実施項目の相違</p>
<div></div> <p>第 7. 2. 5－12 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移（溶融炉心の拡がりを抑制した場合）</p>		

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所	備 考
			・感度解析の実施項目の相違
第 7. 2. 5－13 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 （溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合）		第 7. 2. 5－3 図 コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存性を 考慮した場合のペDESTAL（ドライウェル部）の 壁面及び床面のコンクリート温度の推移	
			・感度解析の実施項目の相違
第 7. 2. 5－14 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の 推移（溶融物の落下量及び溶融物のポロシティを保守的に考慮する場合）			

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機	東海第二発電所	備 考
<div><p>第 7.2.5－15 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (熔融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)</p></div>		<div>・感度解析の実施項目の相違</div>