





3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

		赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし） 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応
柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して，原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため，格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水手段を整備する。また，ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプ（以下「ドライウエルサンプ」という。）への溶融炉心の流入を抑制し，かつ格納容器下部注水系（常設）と合わせて，ドライウエルサンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。</p> <p>また，その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお，これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「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）」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)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，「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)に示すgからj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一連の重大事故等対策の概略系統図は「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図から第3.2.4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3.2.2図及び第3.2.3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「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。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して，ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保手段及び溶融炉心への注水手段を整備する。また，溶融炉心によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し，格納容器の構造材の支持機能の健全性を確保するために，ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置する。</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，緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱手段，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>本格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格納容器の破損防止及び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)のaからyに示している。このうち，本格納容器破損モードに関する重大事故対策は，「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)に示すn及びqからvである。</p> <p>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>・設備の違い</p> <p>・東海第二ではR P V破損前から格納容器雰囲気温度緩和のため，代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。</p>
3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価	
<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，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，逃がし安全弁再開失敗を含まない「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，逃がし安全弁再開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開の成否の影響は小さいと考え，発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p>	<p>(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，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>・東二では，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」にて逃がし安全弁再開失敗しないシーケンスを選定しな</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>また、1.2.2.1(3)e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溶融炉心・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、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－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溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／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、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、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，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉圧力容器内FP挙動，炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり，原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化），原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達），溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱，溶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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉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>(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 高圧溶融物放出／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</p>	<p>また、1.2.2.1(3)に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はないこと、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用と溶融炉心・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溶融燃料－冷却材相互作用」と同じPDS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>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 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溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／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減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、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，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉圧力容器内FP挙動，炉心損傷後の格納容器におけるペDESTAL（ドライウェル部）床面での溶融炉心の拡がり，原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化），原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達），溶融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）プール水との伝熱，溶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溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPによりペDESTAL（ドライウェル部）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>(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 高圧溶融物放出／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</p>	<p>いことを整理している</p> <p>・東二におけるMCCIシーケンスの選定理由を記載</p> <p>・運用の違い</p>



3. 重大事故 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>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、「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3.5.1及び第3.5.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器下部水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第3.5.3図から第3.5.11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>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。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は小さい。なお、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウ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。熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、上記の</p>	<p>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3.5-1 図及び 3.5-2 図に、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サブプレッション・プール水位、ペDESTAL（ドライウェル部）水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL（ドライウェル部）床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第 3.5-3 図から第 3.5-11 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>ペDESTAL（ドライウェル部）への水張り及び熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウェル部）への注水の継続によって、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面及び壁面のコンクリートの侵食は生じず、ペDESTAL（ドライウェル部）の熔融炉心は適切に冷却され、原子炉圧力容器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は発生しない。なお、ペDESTAL（ドライウェル部）への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で 3.3vol%以上、ドライ条件で 18v. 1o1%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 3.6vol%，ドライ条件で約 4.0vol%であり、可燃限界である 5vol%を下回る。このため、格納容器内で可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p>	<p>・コンクリートの侵食は生じない。</p> <p>・設備の違い</p> <p>ペDESTAL（ドライウェル部）へのコリウムシールドの設置によりコンクリート侵食が生じないため、一酸化炭素等の記載は不要。</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>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>（添付資料 3.5.1）</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，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，「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(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 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，「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は「3.4 水素燃焼」において，(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，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，「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>3.5.3 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>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と考えられる操作として，溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作及び溶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不確かさとしては，リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動），初期水張りされた原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心の粒子化，落下した溶融炉心の拡がり，溶融炉心から水への熱伝達及びコンクリート侵食が挙げられる。リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）に対しては，原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し，300℃に到</p>	<p>その後は，ペDESTAL（ドライウエル部）に崩壊熱相当以上の流量で間欠注水を行い，溶融炉心の冠水状態を維持することにより，安定状態を維持できる。</p> <p>（添付資料 3.5.1，3.5.2，3.5.3，3.5.4）</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，ペDESTAL（ドライウエル部）床面及び壁面のコンクリート侵食量をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお，「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 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>なお，「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において，(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，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，溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合については，本評価において，「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>3.5.3 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（ドライウエル部）に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>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と考えられる操作として，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては，リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動），水張りされたペDESTAL（ドライウエル部）へ落下した溶融炉心の粒子化，落下した溶融炉心の拡がり，溶融炉心から水への熱伝達及びコンクリート侵食が挙げられる。リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）に対しては，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃</p>	<p>・運用の違い</p> <p>・設備の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>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溶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し，原子炉圧力容器破損を認知して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，溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。また，本評価事故シーケンスの評価では，溶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，溶融炉心から水への熱伝達に対する影響評価を実施する。</p>	<p>に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作を行うといった徴候を捉えた対応によって，溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。また，本評価事故シーケンスの評価では，溶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，溶融炉心から水への熱伝達に対する影響評価を実施する。</p>	<p>・設備，運用の違い</p>
<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a．運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器下鏡部温度が 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，溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいこと</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a．運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及びCORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器破損時点で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作を実施するが，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，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常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして，溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小</p>	<p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

		赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし） 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応
柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>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。原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での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溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている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。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における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</p>	<p>さいことを確認している。原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作があるが、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、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及び原子炉压力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器の破損を起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI 事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作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 4.5 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作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</p>	<p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）		東海第二発電所		
<p>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、デブリ粒子径の感度解析により、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。本評価事故シーケンスでは、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溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プール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溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。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 style="text-align: right;">（添付資料 3. 5. 2）</p> <p>b．評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉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。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、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。</p>		<p>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、デブリ粒子径の感度解析により、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。本評価事故シーケンスでは、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溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プール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>炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。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 style="text-align: right;">（添付資料 3. 5. 5）</p> <p>b．評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉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。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。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。</p> <p>炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、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。</p>		<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） 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし） 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応</p> <p>・設備の違い</p> <p>・設備の違い</p> <p>・設備の違い</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）		東海第二発電所	
<p>炉心損傷後の原子炉压力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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、原子炉压力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、水中に落下した溶融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果、第3.5.12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、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。また、溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プール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溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13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、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム－水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の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溶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</p>		<p>炉心損傷後の原子炉压力容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉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。</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、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、ペDESTAL（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉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、原子炉压力容器内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて、実機では溶融炉心の落下量が多く崩壊熱による継続的な加熱も生じることから各種実験と比較してより拡がり易い傾向となるが、溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても、溶融炉心落下時点における溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度はコリウムシールドの侵食開始温度を下回っており、また、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから、コリウムシールドの侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、炉心損傷後の溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶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溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールドの侵食は発生しないため、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの侵食は生じず、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。また、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。なお、本評価におけるペDESTAL（ドライウェル部）への溶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3.3vol%以上、ドライ条件で18.1vol%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3.6vol%以下、ドライ条件で4.0vol%以下であり、可燃限界である5vol%を下回ることから、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>赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし） 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応</p> <p>・設備の違い</p> <p>・設備の違い</p> <p>・柏崎と同様なモデルでの感度解析は東二では実施できないことから記載を変更。</p> <p>・東海第二では、コンクリート侵食は生じない</p>



3. 重大事故 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>12vol%以上，ドライ条件で 34vol%以上となり，ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから，本感度解析において評価した，熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を，本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお，熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 118kg の気体の内訳は，可燃性ガスである水素ガスが約 93kg，一酸化炭素が約 25kg，その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスも考慮すると，原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり，一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方，原子炉格納容器内の酸素濃度については，熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため，熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため，本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度は 3.5.2（3）b 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>（添付資料 3.5.2，3.5.3）</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<b>平均的燃焼度約30GWd/t</b>であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，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<b>原子炉格納容器下部への初期水張り</b>操作を実施すること及び熔融炉心落下後に<b>原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること</b>）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/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>（添付資料 3.5.2，3.5.5）</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<b>33GWd／t 以下</b>であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも<b>おおむね</b>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（<b>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水操作を実施すること</b>）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／m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW／m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>・設備，運用の違い</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<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<b>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</b>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<b>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</b>により，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉压力容器下部の構造物の扱いは，解析条件の<b>原子炉格納容器下部</b>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，<b>原子炉格納容器下部</b>に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は，解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，原子炉格納容器下部の床面積が広くなることで溶融炉心が冷却されやすくなるため，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部，サプレッション・チェンバ・プール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，原子炉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，起因事象の違いによって操作手順（<b>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</b>及び原子炉压力容器破損後に<b>原子炉格納容器下部</b>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>(添付資料3.5.2)</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<b>鉄筋は考慮しないこと</b>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<b>鉄筋の耐熱の効果</b>により，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉压力容器下部<b>及びペDESTAL（ドライウェル部）内</b>構造物の扱いは，解析条件の<b>ペDESTAL（ドライウェル部）</b>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，<b>ペDESTAL（ドライウェル部）</b>に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが，コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，サプレッション・プール水位及びドライウェル雰囲気温度は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象は，原子炉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，起因事象の違いによって操作手順（<b>常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作を実施すること</b>）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>(添付資料 3.5.5)</p>	<p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備の違い</p>
(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	(b) 評価項目となるパラメータに与える影響	



3. 重大事故 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<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<b>最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり</b>，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の熔融炉心からのプール水への熱流束は，解析条件の800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい<b>熔融炉心からプール水への熱流束</b>について，感度解析を実施した。感度解析の結果，第3.5.13図に示すとおり，コンクリート侵食量は<b>原子炉格納容器下部</b>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。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，本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を，本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合，原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2(3)b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<b>内側鋼板，外側鋼板，リブ鋼板及びベント管は考慮しない</b>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</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<b>最確条件は33GWd／t 以下であり</b>，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<b>おおむね</b>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への熱流束は，解析条件の 800kW／m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW／m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について，感度解析を実施した。感度解析の結果，<b>コリウムシールドの侵食は発生しないため，コンクリートの侵食は生じず</b>，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，<b>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</b>。なお，本評価におけるペデスタル（ドライウェル部）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 3.3vol%以上，ドライ条件で 18vol%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 3.6vol%以下，ドライ条件で 4.0vol%以下であり，可燃限界である 5vol%を下回ることから，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>・炉心設計の違い</p> <p>・東海第二では，コンクリート侵食は生じない</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>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<b>内側鋼板</b>，<b>外側鋼板</b>，<b>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</b>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<b>原子炉格納容器</b>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，<b>原子炉格納容器</b>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。</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。<b>感度解析</b>は，<b>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ースケースから変更し，事象発生から6時間後の値とした。これは，事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし，本評価事故シーケンスの解析条件と同様，電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する場合，原子炉水位の低下が早く，原子炉圧力容器破損までの時間が約6.4時間となることを考慮し保守的に設定した値である。</b></p> <p>その結果，第3.5.14図に示すとおり，コンクリート侵食量は<b>床面で約3cm</b>，<b>壁面では約3cmに抑えられ</b>，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。<b>また，コンクリート侵食量が僅かであることから，本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生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，溶融炉心・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「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。</b>なお，本評価における<b>原子炉格納容器下部</b>への溶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</p>	<p>確条件とした場合には，コンクリートより融点の高い<b>鉄筋の耐熱の効果</b>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<b>及びペDESTAL（ドライウェル部）内</b>構造物の扱いは，解析条件の<b>ペDESTAL（ドライウェル部）</b>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，<b>ペDESTAL（ドライウェル部）</b>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。</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・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。<b>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LOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し，事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」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場合，原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため，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。</b></p> <p>その結果，<b>コリウムシールドの侵食は発生しないため</b>，コンクリートの侵食は<b>生じず</b>，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。<b>また，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。</b>なお，本評価におけるペDESTAL（ドライウェル部）への溶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0.2vol%以上，ドライ条件で15.9vol%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2.8vol%以下，ドライ条件で4.0vol%以下であり，可燃限界である5vol%を下回ることから，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>・設備の違い</p> <p>・東海第二では，コンクリート侵食は生じない</p>



3. 重大事故 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>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>（添付資料3.5.2，3.5.3）</p> <p>b．操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は，解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり，また，原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら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压力容器破損後（事象発生から約7時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉压力容器破損までに事象発生から約7.0時間の時間余裕があり，また，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压力容器破損を判断して実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため，操作開始時間に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>（添付資料3.5.2）</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>（添付資料3.5.2，3.5.5）</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>操作条件の代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱は，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，代替循環冷却系ポンプを用いた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，緊急用海水ポンプを用いた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，緊急用海水ポンプを用いた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，代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は，解析上の操作時間として原子炉压力容器破損から6分後（事象発生から約4.6時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉压力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり，また，熔融炉心落下後の常設低压代替注水系ポンプを用いた代替格納容器納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は，原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉压力容器破損を判断し，格納容器冷却を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は，解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の常設低压代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による熔融炉心への注水は，解析上の操作時間として原子炉压力容器破損から7分後（事象発生から約4.6</p>	<p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p>



3. 重大事故 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<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>(添付資料3.5.2)</p>	<p>時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉压力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり，また，熔融炉心落下後の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）による熔融炉心への注水は，原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，原子炉压力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉压力容器破損を判断し，注水操作を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。当該操作は，解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.5.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱は，緊急用海水ポンプを用いた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，格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の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）による熔融炉心への注水は，運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作時間は解析上の設定とほぼ同等であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.5.5)</p>	<p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p>
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し，その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については，原子炉压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压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，原子炉压力容器下鏡部温度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</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>操作条件の代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱については，格納容器除熱開始までの時間は事象発生から90分あり，準備時間が確保できるため，時間余裕がある。なお，本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも，原子炉压力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり，約3時間以上の余裕があることから，時間余裕がある。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の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）による熔融炉心への注水については，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，また，熔融炉心落下後にペデスタル（ドライウェル部）注水が行われなかった場合で</p>	



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

		赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし） 黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応
柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>して1時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への格納容器下部注水系（常設）による注水操作については、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、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶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>（添付資料3.5.2）</p> <p>（4）まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.5.4 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、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>（添付資料3.5.1）</p>	<p>も、溶融炉心落下前に張られた水が溶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3.5.5）</p> <p>（4）まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.5.4 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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が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、ペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「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、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保手段及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水手段を整備している。また、ペDESTAL（ドライウェル部）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）による格納容器下部水位確保及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水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>（添付資料3.5.3）</p>	<p>・設備の違い</p> <p>・設備の違い</p>



3. 重大事故 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

比較表

赤字：設備，運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現，設備名称の相違等（実質的な相違なし）  
黄色ハッチ：ヒアリングコメント対応

柏崎 6／7号（2017年6月20日版）	東海第二発電所	
<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。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，運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保，コリウムシールドの設置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>・設備の違い</p>