

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり, <u>格納容器下部注水</u>によって水素ガス発生を抑制する。</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って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って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, ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ, <u>格納容器</u>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, <u>窒素置換</u>による格納容器内雰囲気の不活性化に加え, <u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入によって, <u>格納容器内</u>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, <u>格納容器</u>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, <u>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</u>によって水素発生を抑制する。</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, <u>原子炉格納容器</u>の破損に至る。</p> <p>したがって, 本格納容器破損モードは, <u>窒素ガス置換</u>による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え, <u>可搬式窒素供給装置</u>による原子炉格納容器内への窒素注入によって, <u>原子炉格納容器内</u>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, <u>原子炉格納容器</u>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「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり, <u>原子炉格納容器下部への注水</u>によって水素ガス発生を抑制する。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は, 可燃領域の到達を防止するために, SA設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は, 熔融炉心のドライウェルサンブへの流出防止のためにコリウムシールドを</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、<u>6号及び7号炉</u>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>「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 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>なお、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%※（ドライ条件）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、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発生の影響は小さい。</p> <p>※ <u>格納容器内</u>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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、<u>可搬型窒素供給装置</u>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の破損を防止する。</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 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>なお、<u>2号炉</u>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（ドライ条件）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うえでは、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 <u>原子炉格納容器内</u>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、<u>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</u>に加え、<u>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入</u>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>「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 残留熱代替除去系を使用する場合」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 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>設置するが、東海第二では、MCC I抑制のためにコリウムシールドを設置し水素発生が抑制されているため記載。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、可燃領域の到達を防止するために、SA設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、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「<u>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」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 <u>代替循環冷却系を使用する場合</u>」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 <u>代替循環冷却系を使用しない場合</u>」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 <u>代替循環冷却系を使用しない場合</u>」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</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、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「<u>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」である。</p> <p><u>なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</u></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 <u>代替循環冷却系を使用する場合</u>」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 <u>代替循環冷却系を使用できない場合</u>」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 <u>代替循環冷却系を使用できない場合</u>」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し、水素及び酸素の分圧が低下するとともに、サプレッション・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格納容器外に排出され続けることで、水素及び酸素の分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態と</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うえ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、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「<u>冷却材喪失（大破断 LOCA）+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」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 <u>残留熱代替除去系を使用する場合</u>」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 <u>残留熱代替除去系を使用しない場合</u>」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 <u>残留熱代替除去系を使用しない場合</u>」では格納容器フィルタベント系に期待することで、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</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉、柏崎6/7は、シーケンス選定段階から全交流動力電源喪失を含めたシーケンスとしているが、東海第二では、シーケンス選定上は全交流動力電源喪失を含めず、有効性評価の条件として全交流動力電源喪失を重畳させている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>(添付資料 3.4.1)</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、スプレー冷却、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>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 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>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・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素・酸素発生及び原子炉圧力容器内 FP 挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレー冷却及び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>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 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>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>(添付資料 3.4.1)</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、スプレー冷却、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>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 残留熱代替除去系を使用する場合」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 3.4.2-1 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>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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 <u>3.5vol%</u> 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>(a) 酸素濃度</p> <p><u>格納容器</u>の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素並びに<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入に伴い格納容器内に注入される酸素を考慮することとする。<u>格納容器</u>の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の 2.5vol% (ドライ条件) とする。</p> <p>なお、<u>可燃性ガス濃度制御系は、重大事故時の環境下における使用を想定した設備ではないことから、考慮しない。</u></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、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、<u>窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の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% (ドライ条件) 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、水素が発生した場合、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の濃度は低下する。</u></p>	<p>(a) 酸素濃度</p> <p><u>原子炉格納容器</u>の初期酸素濃度、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並びに<u>可搬式窒素供給装置</u>による<u>原子炉格納容器内</u>への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮することとする。<u>原子炉格納容器</u>の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の <u>2.5vol%</u> (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、<u>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</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、水素燃焼防止（ベント時間遅延）させるため、通常運転時の酸素濃度上限を 2.5vol% としている（現行の保安規定の運転上の制限 4.0vol% を変更し、2.5vol% とする）。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、重大事故等対処設備でない設備は、有効性評価において使用できないことを前提にしていることから、記載しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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 style="text-align: right;">(添付資料 3.4.2)</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<u>少なく</u>、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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.4, 3.4.5)</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</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基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合 (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、<u>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。</u></p> <p style="text-align: right;">(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>格納容器内の亜鉛等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<u>少なく</u>、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と考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.10)</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</p>	<p>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、<u>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。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.4.2)</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等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<u>多いが</u>、水素ガスの発生は、<u>原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ</u>、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 style="text-align: right;">(添付資料 3.1.2.3)</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 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性評</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、添付資料 3.4.2「水の放射線分解の評価について」を踏まえて、原子炉内外で記載を分けている。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、アルミニウムを含む表現として「等」を付記。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、柏崎 6/7 及び東海第二と比較して、熱出力が小さい等の理由により、水-ジルコニウム反応により発生する水素量が少ないため、金属腐食等により発生する水素量の方が多結果となっている。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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3.4.6図に、事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度を第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.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。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>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、格納容器雰囲気温度、ドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4-1図から第3.4-10図に、<u>事象発生から7日間における酸素濃度の最高値と到達時間を第3.4-2表に示す。</u></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、全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して水素が発生する。また、炉心再冠水に伴い、<u>事象発生から約2.7時間後に</u>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格納容器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。<u>代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サプレッション・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0.31MPa [gage]に到達した時点で停止する。</u></p>	<p>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プレッション・チェンバ気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4.2-1(1)図から第3.4.2-1(6)図に、<u>事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度を第3.4.2-2表に示す。</u></p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は3.1.2.2(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7.8%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1.8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、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサプレッション・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。<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の開始後は、ドライウエル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が、事象発生から12時間後に、可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ドライ条件の酸素濃度について水蒸気が凝縮されるまでの期間で可燃領域を超えることから、最高値ではなく、統一的に7日後の酸素濃度を記載している。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、残留熱代替除去系によるドライウエルへの格納容器スプレイによりドライウエルの蒸気が凝縮される。</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、酸素濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>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。</u></p> <p>ドライ条件では、事象発生の約 5 時間後から約 18 時間後までの間、ドライウェ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、ドライウェ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ェル内が</p>	<p>b. 評価項目等</p> <p><u>格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から 13vol% (ドライ条件) を上回るが、酸素濃度は、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、可燃限界を下回る。</u></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、<u>可燃限界を上回ることなく、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 1.9vol%であり、可燃限界を下回る。</u></p> <p>ドライ条件では、事象発生の約 4 時間後から約 12 時間後までの間、ドライウェ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、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気と共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ェル内が</p>	<p>格納容器除熱実施に合わせ注入することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、事象発生から 7 日までににおいて、窒素注入により格納容器圧力が有意に上昇しないことから、窒素注入を停止しない。 ・記載方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、初期酸素濃度 2.5vol%はドライ条件を設定していることから、ウェット条件の評価結果において、初期酸素濃度との比較を行っていない。 ・評価方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ウェット条件による評価も実施しているが、東海第二はドライ条件での評価のみのため、ウェット条件の記載がない。 ・解析結果の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、事象初期にドライ条件で酸素濃度が 5 vol%を超過している時間帯があるが、

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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0.01MPa[abs]未満)である。この間のサブプレッション・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、サブプレッション・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、サブプレッション・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。事象発生の約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%、サブプレッション・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、事象発生の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$2.3 \times 10^4 \text{Nm}^3/\text{h}$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られる。</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>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酸素ガス濃度は1vol%未満(約0.1vol%)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、0.006MPa[abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は0.002MPa[abs]未満)である。この間のサブプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約3vol%であり、サブプレッション・チェンバ内の全圧が0.43MPa[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0.42MPa[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、サブプレッション・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。事象発生の約12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1.2vol%、サブプレッション・チェンバにおいて約2.8vol%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、事象発生の168時間後における崩壊熱は約7.27MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約$1.4 \times 10^4 \text{m}^3/\text{h}$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られる。</p>	<p>東海第二では超過していないことによる記載の差異。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は、事象初期にドライ条件で酸素濃度が5vol%を超過している時間帯があるが、東海第二では超過して</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、「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)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、<u>原子炉格納容器下部</u>に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した場合の溶融炉心・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、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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 style="text-align: right;">(添付資料 3.4.3)</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 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、解析コード及び解析条</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、「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)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、<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>に落下した場合の<u>水素発生</u>の影響については、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、「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 style="text-align: right;">(添付資料 3.4.3)</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 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、解析コード及び解析条</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、「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 残留熱代替除去系を使用する場合」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)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、<u>原子炉格納容器下部</u>に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>に落下した場合の<u>溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生</u>の影響については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、「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 style="text-align: right;">(添付資料3.4.3)</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 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 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析</p>	<p>いないことによる記載の差異。</p> <p>・記載箇所の相違 【東海第二】 島根2号炉は、MCCIによって発生する水素ガス等の影響を踏まえて「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において記載をしているが、東海第二では、コリウムシールドを設置したことにより、MCCIによるコンクリート侵食がなく非凝縮性ガスの発生がないため、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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 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、「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 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「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 初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>3.5vol%</u> に対して最確条件は約 <u>3vol%</u> 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>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 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、「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 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「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 初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>2.5vol%</u> (ドライ条件) に対して最確条件は約 <u>1vol%</u> (ドライ条件) から約 <u>2vol%</u> (ドライ条件) 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格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられ、<u>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。</u></p>	<p>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 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、「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 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「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うえで、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 初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>2.5vol%</u> (ドライ条件) に対して最確条件は約 <u>2.5vol%</u> (ドライ条件) 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、<u>運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、現行の保安規定の運転上の制限 4.0vol% を変更し、2.5vol% とするため、今後の最確条件は実績値を踏まえたものではなく、2.5vol% 以下となることを記載している。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、酸素濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱実施に合</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、水素ガス発生量の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、<u>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）</u>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、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>に係る運転員等の操作については、</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は、水素発生量の変動する可能性があるが、<u>操作手順（可搬型窒素供給装置による格納容器内の窒素注入操作を実施すること）</u>に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加し、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、<u>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。</u></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、<u>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</u>。その場合には、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>を使用し、<u>格納容器内の気体を排出する必要がある</u>。なお、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>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>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 7.8%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、水素ガス発生量の変動する可能性があるが、<u>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。</u></p> <p>事故条件の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、<u>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。</u></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、<u>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</u>。その場合には、<u>格納容器フィルタベント系</u>を使用し、<u>原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある</u>。なお、<u>格納容器フィルタベント系</u>に係る運転員等の操作については、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」</p>	<p>わせ注入することとしているため、初期酸素濃度の不確かさによる窒素注入開始時間への影響はない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、酸素濃度を基準に窒素を注入しないため、水素ガス発生量の不確かさに伴う酸素濃度の変動による影響はない。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、酸素濃度を基準に窒素を注入しないため、水素ガス発生量の不確かさに伴う酸素濃度変動の影響はない。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、炉心損傷後に耐圧強化ベント</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>「3.1.3 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、<u>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パーズを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</u></p> <p>(添付資料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>初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>3.5vol%</u> に対して最確条件は約 <u>3vol%</u> 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、本評価事故シナリオ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 <u>16.6%</u> 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 <u>低圧代替注水系（常設）</u> 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、<u>低圧代替注水系（常設）</u> 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-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。</p> <p>仮に <u>低圧代替注水系（常設）</u> による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、<u>第3.4.7 図及び第3.4.8 図</u> に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>18.2%</u> 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 <u>1 割程度</u> 増加するが、ウェット条件における</p>	<p>(添付資料3.4.4, 3.4.5)</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 <u>2.5vol%</u>（ドライ条件）に対して最確条件は約 <u>1vol%</u>（ドライ条件）から約 <u>2vol%</u>（ドライ条件）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、本評価事故シナリオ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 <u>10.1%</u> 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 <u>低圧代替注水系（常設）</u> 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、<u>低圧代替注水系（常設）</u> 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。</p> <p>仮に <u>低圧代替注水系（常設）</u> による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、<u>第3.4-11 図及び第3.4-12 図</u> に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>15.3%</u> 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 <u>5 割程度</u> 増加するが、<u>酸素濃度が 4.0vol%</u>（ドライ条件）</p>	<p>において、成立性を確認している。</p> <p>(添付資料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>初期条件の酸素濃度は、解析条件の <u>2.5vol%</u>（ドライ条件）に対して最確条件は約 <u>2.5vol%</u>（ドライ条件）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、本評価事故シナリオ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-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 <u>7.8%</u> 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 <u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u> 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、<u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u> 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-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。</p> <p>仮に <u>低圧原子炉代替注水系（常設）</u> による原子炉注水の操作開始が早まった場合、<u>第3.4.3-1(1) 図及び第3.4.3-1(2) 図</u> に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 <u>11.7%</u> 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 <u>5 割程度</u> 増加するが、<u>ウェット条</u></p>	<p>を使用しない。（以降、同様な相違については記載省略）</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、現行の保安規定の運転上の制限 <u>4.0vol%</u> を変更し、<u>2.5vol%</u> とするため、今後の最確条件は実績値を踏まえたものではなく、<u>2.5vol%</u> 以下となることを記載している。</p> <p>・評価方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、ウェッ</p>

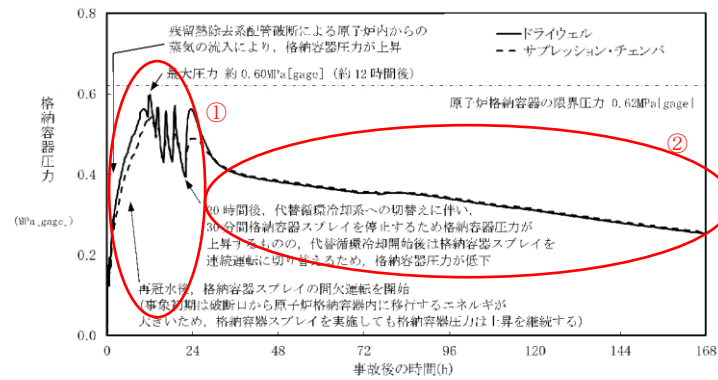
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、仮に<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、<u>第3.4.9図及び第3.4.10図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約17.1%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は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、本評価事故シナリオ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、<u>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)</u>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</p>	<p><u>に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約4.0vol%(ドライ条件)</u>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>また、仮に<u>低圧代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、<u>第3.4-13図及び第3.4-14図</u>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、<u>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を用いた格納容器内への窒素注入操作を開始するため、酸素濃度の最高値は約4.0vol%(ドライ条件)</u>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>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、<u>水素発生量が増加するため、本評価事故シナリオ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。</u></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、<u>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。</u></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(沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の</p>	<p><u>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1.9vol%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。</u></p> <p>また、仮に<u>低圧原子炉代替注水系(常設)</u>による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、<u>第3.4.3-1(3)図及び第3.4.3-1(4)図</u>に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約6.2%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16%程度減少するが、<u>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2.1vol%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。</u></p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、<u>水素発生量が増加するため、本評価事故シナリオ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。</u></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、<u>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、格納容器フィルタベント系を使用し、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。</u></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(沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非</p>	<p>ト条件により原子炉注水の操作時間の感度を評価しているが、東海第二ではドライ条件で評価している。</p> <p>・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ウェット条件により原子炉注水の操作時間の感度を評価しているが、東海第二ではドライ条件で評価している。</p> <p>・評価方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>感度解析を実施した。</p> <p>第3.4.11図から第3.4.15図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、<u>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、<u>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。</u></u></p>	<p>場合、水素：0.25、酸素：0.125)を使用した感度解析を実施した。</p> <p>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<u>事象発生から約21時間で4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始し、格納容器圧力が0.31MPa[gage]到達により窒素注入を停止する。酸素濃度は再度上昇し、酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達するため窒素注入を再開するが、格納容器圧力が0.465MPa[gage]に到達するため窒素注入を停止する。その後も酸素濃度が上昇することで、格納容器内の酸素濃度は、事象発生から約122時間で4.3vol%（ドライ条件）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、また、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、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%（ウェット条件）まで低下する。さらに、<u>可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作により、酸素濃度は低下傾向となり可燃限界である5vol%（ドライ条件）に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。</u></u></p>	<p><u>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。</u></p> <p>第3.4.3-1(5)図から第3.4.3-1(9)図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、<u>ドライ条件において事象発生から約85時間で4.4vol%に到達するが、格納容器フィルタベント系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。4.4vol%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%まで低下することから、水素燃焼が発生することはない。</u></p>	<p>【柏崎6/7】 DBAの性能評価では沸騰状態と非沸騰状態でG値を変更して評価しており、島根2号炉は、その条件どおりに評価を行っている。 (柏崎6/7はDBAの性能評価において、保守的な条件として沸騰状態のG値を非沸騰状態にも適用して評価している。)</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、窒素注入を実施し既定の格納容器圧力到達により窒素注入を停止した後の、再度の注入は行わない運用としている。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は5vol%を超えない。 (ただし、LOCA後のブローダウンに起因して、ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気で満たされる期間は除く)</p>

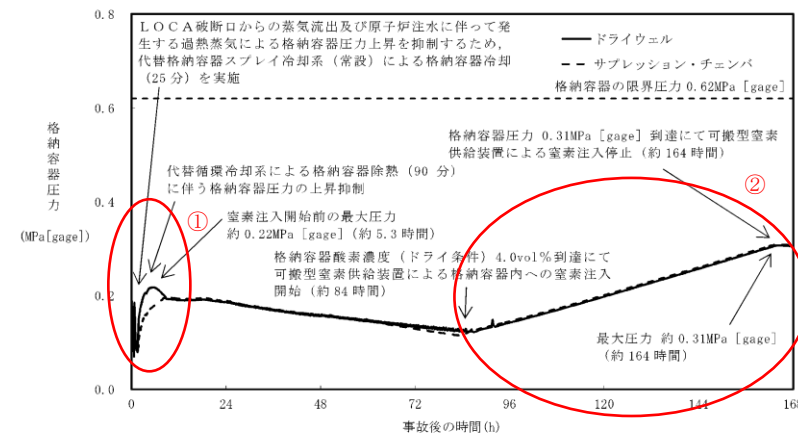
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>ドライ条件とならないことを確認するため、水蒸気の凝縮が過剰に進む場合として、格納容器圧力が最も低下する事象発生から7日後(168時間後)において、残留熱除去系による格納容器スプレイをドライウエルに連続で実施した場合を評価し、原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第3.4.16図から第3.4.18図に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器スプレイ開始後約4時間(原子炉格納容器内が負圧となる時間)までは、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。</u></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「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、「3.1.3 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、「3.1.3 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。</p> <p>(添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)</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18TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p> <p>(添付資料3.4.4, 3.4.5, 3.4.6)</p>	<p>格納容器フィルタベント系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 残留熱代替除去系を使用しない場合」と同じであり、格納容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.1.3 残留熱代替除去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、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価結果である約4.8TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は5 vol%を超えない。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉 (添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)	備考
<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 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。</p> <p>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。</p>	<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 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。</p> <p>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に加え、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。</p>	<p>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。</p> <p>(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。</p> <p>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 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 残留熱代替除去系を使用する場合」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。</p> <p>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に加え、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備している。</p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃領域の到達を防止するために、SA設備である可搬式窒素供給装置によ</p>

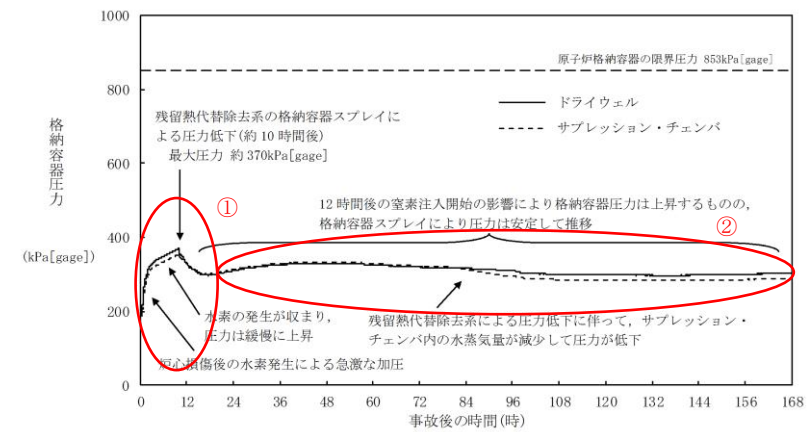
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「<u>大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、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。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>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「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化に加え、<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入により、酸素濃度が可燃限界である5vol%（ドライ条件）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、<u>災害対策要員</u>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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化、<u>可搬型窒素供給装置</u>による格納容器内への窒素注入等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>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「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」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、<u>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及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入</u>により、酸素濃度が可燃限界である5vol%（ドライ条件）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、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。</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及び<u>可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入手段</u>等の格納容器破損防止対策は、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>る窒素注入を実施することとしている。</p>



第 3.4.1 図 格納容器圧力の推移

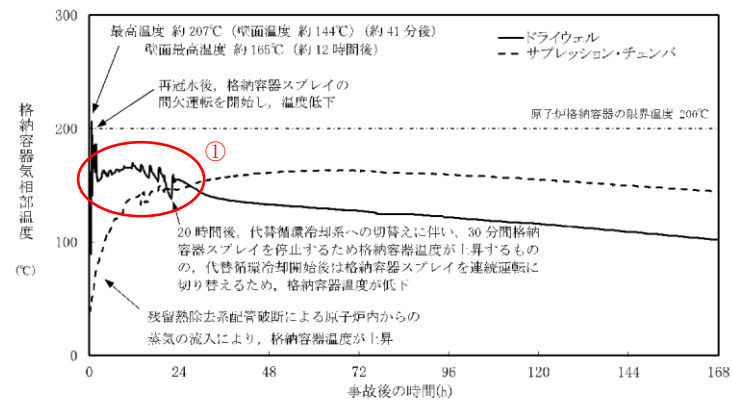


第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移

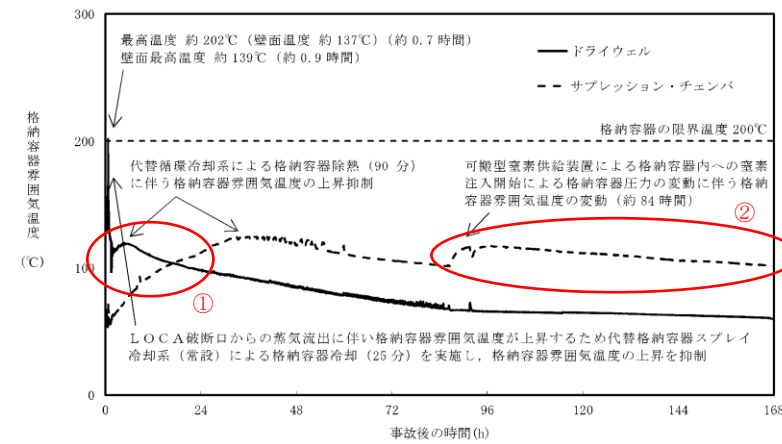


第 3.4.2-1(1) 図 格納容器圧力の推移

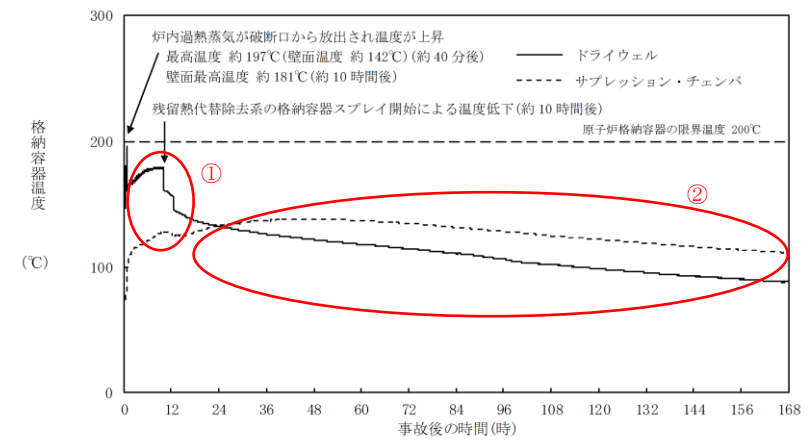
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7 は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。
 ②島根 2号炉は、残留代替除去系の運転開始後に、窒素を注入していることから、柏崎 6/7 のように格納容器圧力が低下しない。
【東海第二】
 ①島根 2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器圧力が高く推移する。
 ②島根 2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器圧力が有意に上昇しない。



第 3.4.2 図 格納容器気相温度の推移



第 3.4-2 図 格納容器雰囲気温度の推移

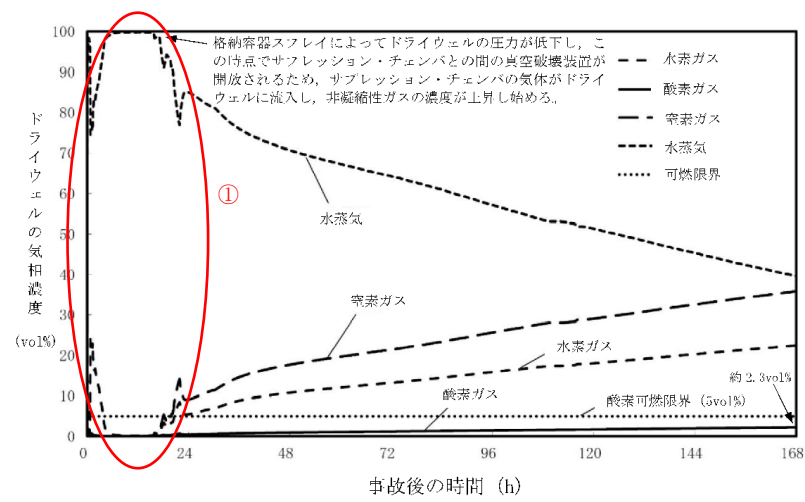


第 3.4.2-1(2)図 格納容器温度の推移

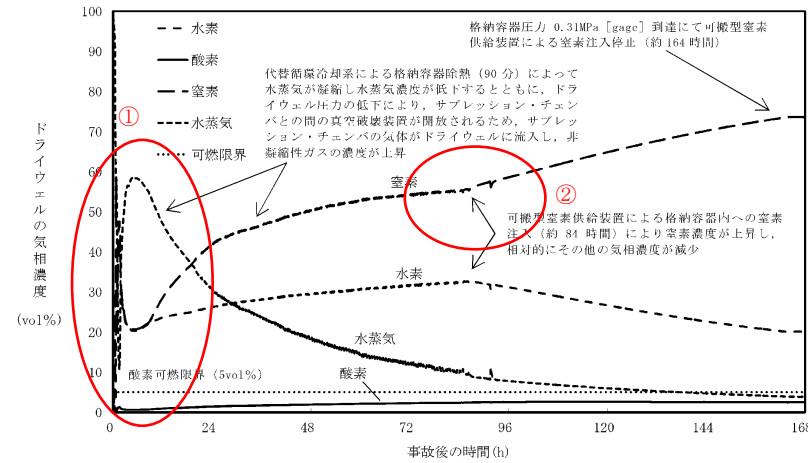
・解析結果の相違

【柏崎 6/7】
 ①島根 2号炉は、格納容器スプレイを実施していないが、柏崎 6/7 は原子炉注水と格納容器スプレイを交互に実施することによる挙動の差異。

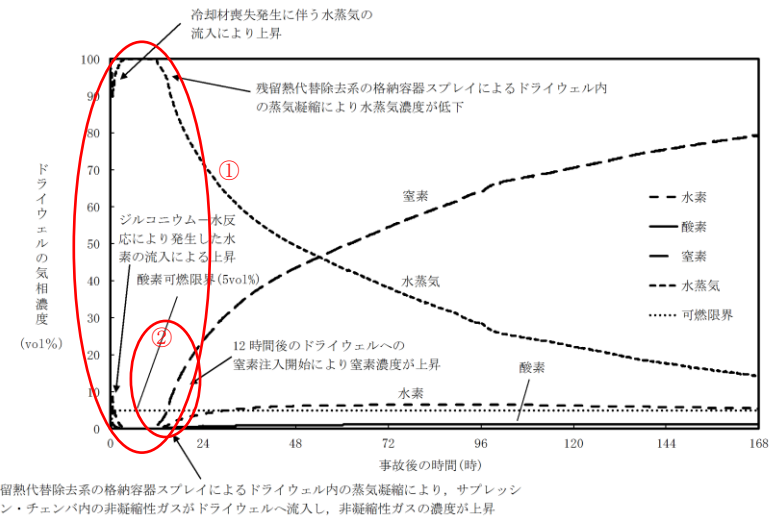
【東海第二】
 ①島根 2号炉は、東海第二と比較して残留熱代替除去系の運転開始が遅いため、格納容器温度が高く推移する。
 ②島根 2号炉は、東海第二と比較して、注入する窒素の容量が少ないことから、窒素注入開始以降において格納容器温度の有意な変動が生じない。



第 3.4.3 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

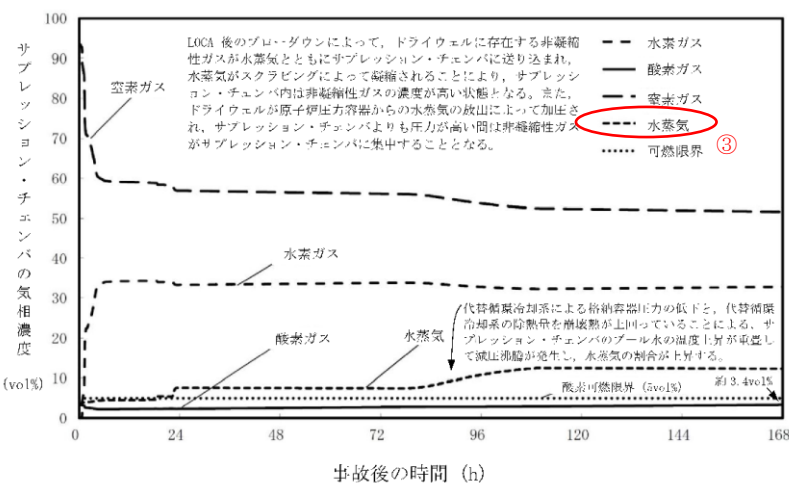


第 3.4-3 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

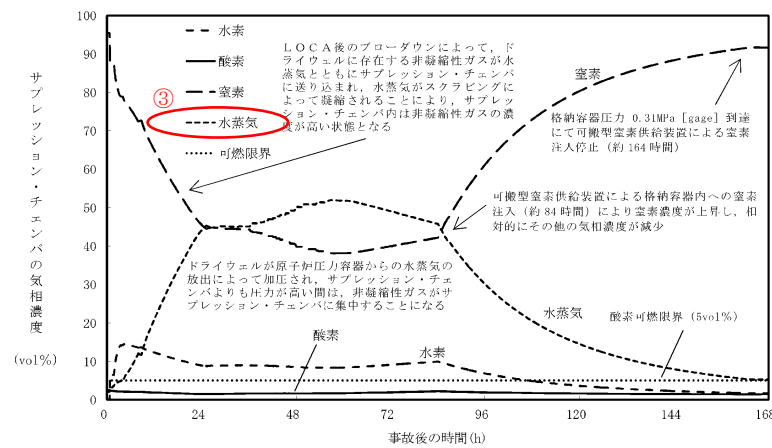


第 3.4.2-1(3) 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

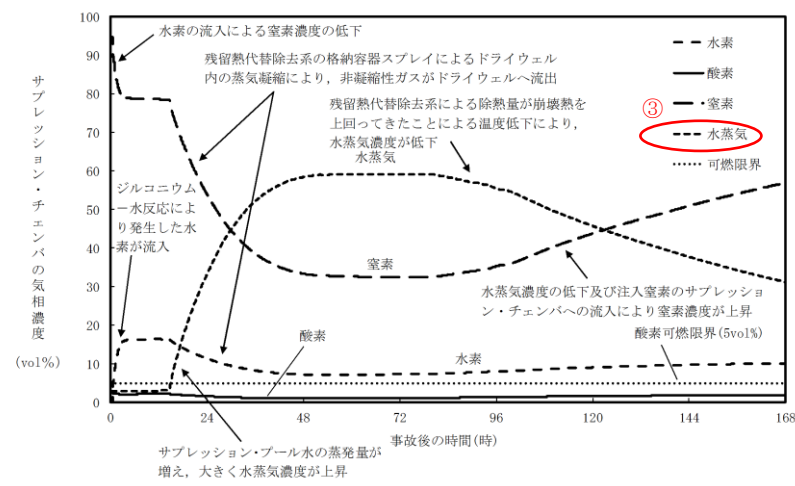
・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根 2号炉及び柏崎 6/7では、LOCA後のブローダウンにより、ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気で満たされた状態となるが、東海第二では、事象初期に代替循環冷却系を用いた格納容器スプレイを実施することにより、水蒸気が凝縮され、水蒸気濃度は100%程度まで上昇しない。
 ②島根 2号炉は、残留熱代替除去系の開始に合わせ窒素注入を開始するが、東海第二では、格納容器の酸素濃度(ドライ条件) 4 vol%到達時に開始するため、窒素濃度の上昇のタイミングが異なる。
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ③残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後、ドライウェル内の格納容器圧力が低下し、それに伴うサブプレッション・チェンバ圧力の低下による減圧沸騰により水蒸気量が増加する(設備の除熱量や原子炉格納容器除熱開始のタイミング等により3社の挙動はそれぞれ異なる)。



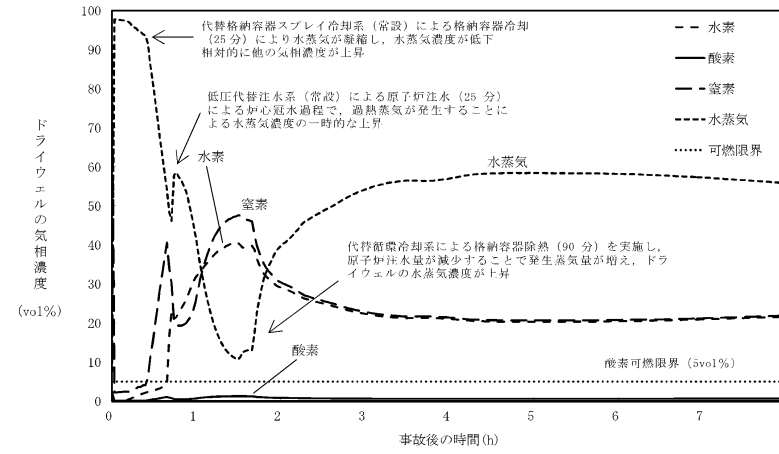
第 3.4.4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



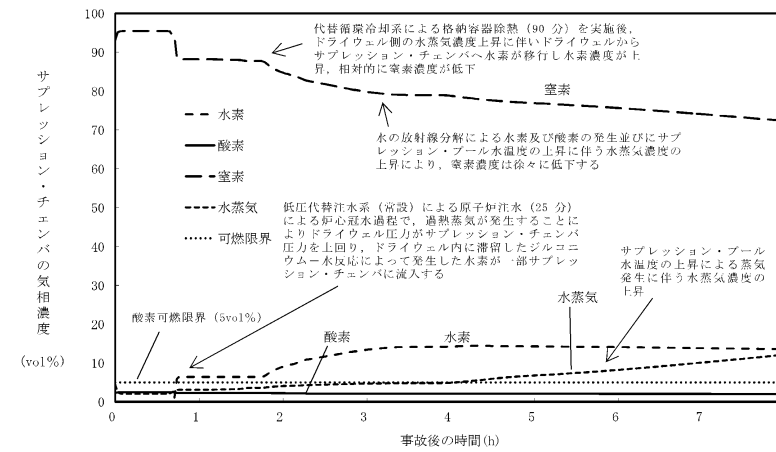
第 3.4-4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3.4.2-1(4) 図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3.4-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウエット条件) (~8 時間)

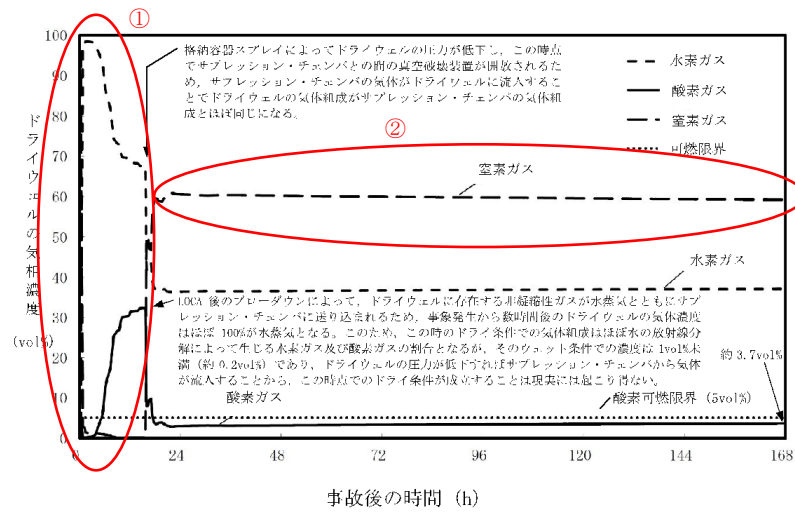


第 3.4-6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウエット条件) (~8 時間)

・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は, 事象初期に格納容器スプレイの実施による格納容器側のマネジメントは実施しないため, 挙動の移り変わりが少ないことから, ドライウエルの気相濃度 (ウエット条件) の短時間グラフは記載していない。

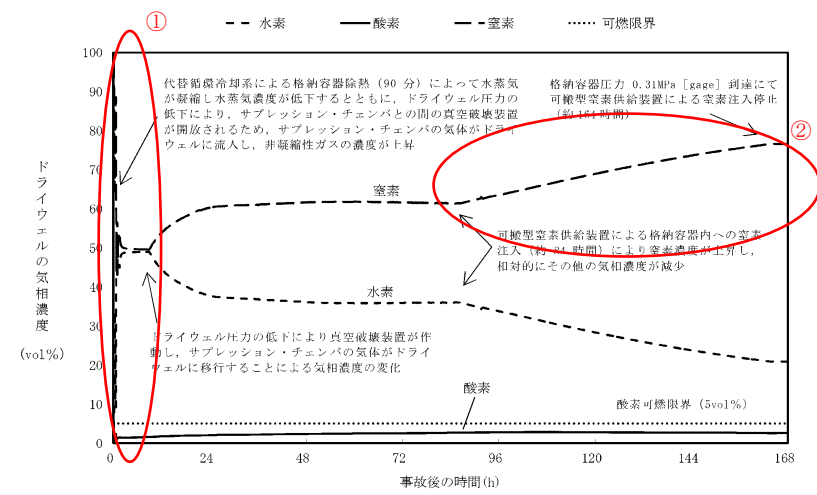
・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は, 事象初期に格納容器スプレイの実施による格納容器側のマネジメントは実施しないため, 挙動の移り変わりが少ないことから, サプレッション・チェンバの気相濃度 (ウエット条件) の短時間グラフは記載していない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)



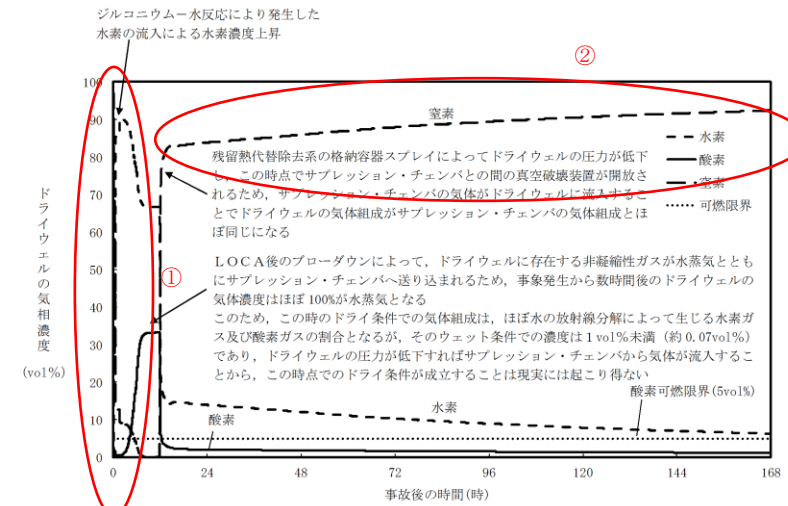
第 3.4.5 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)



第 3.4-7 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

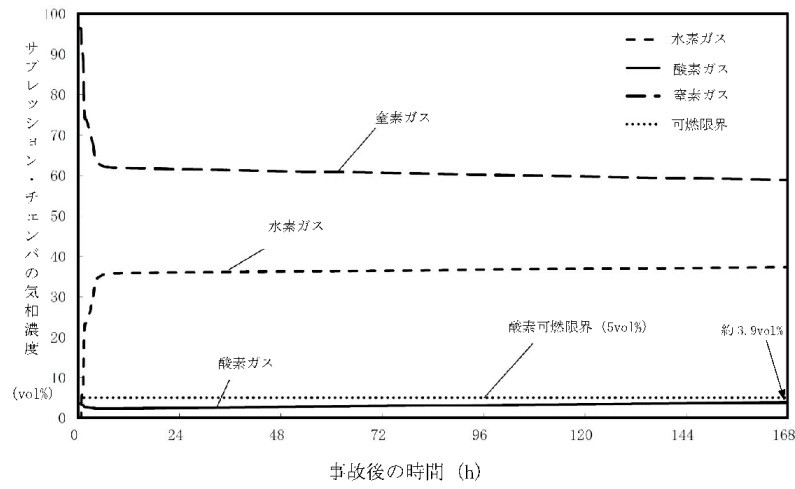
島根原子力発電所 2号炉



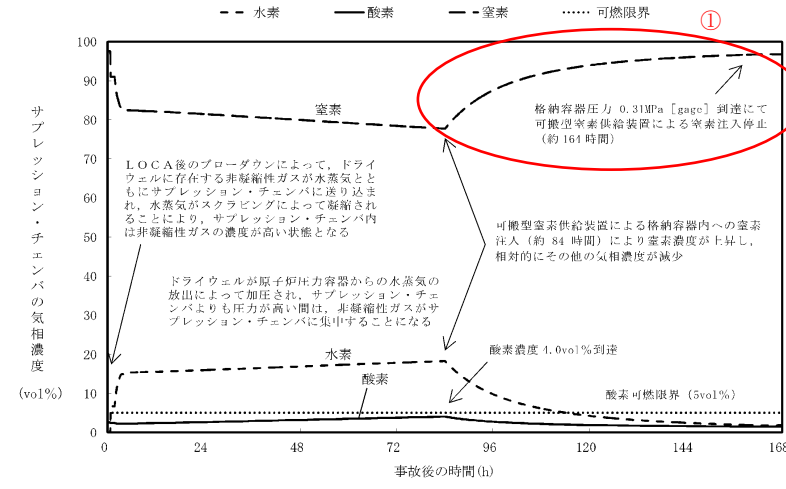
第 3.4.2-1(5) 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

備考

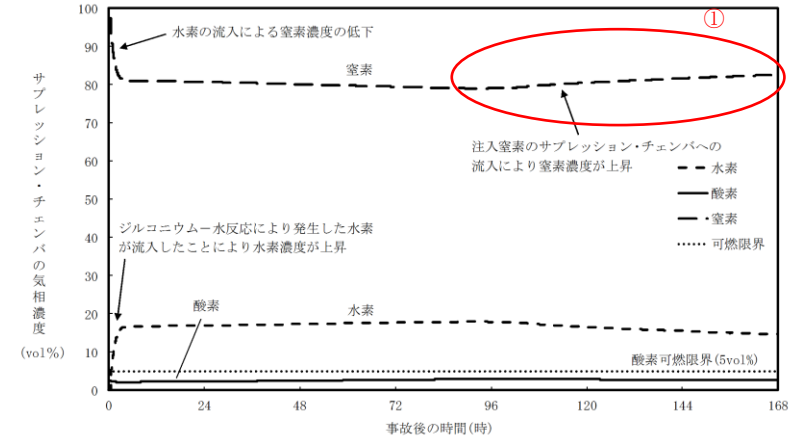
・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根 2号炉は, LOC A後のブローダウンにより, ドライウェル内のほぼ 100%が水蒸気で満たされた状態となることにより, 可燃性ガスの濃度 (ドライ条件) が相対的に高くなるが, 東海第二では, 事象初期に代替循環冷却系を用いた格納容器スプレイを実施することにより, 水蒸気濃度は 100%程度まで上昇しないため, これに伴う可燃性ガスの濃度 (ドライ条件) の有意な上昇はない。
【柏崎 6/7】
 ②島根 2号炉は, 可燃性ガス濃度抑制のため, 原子炉格納容器内に窒素を注入することから, 窒素の濃度が上昇する。



第3.4.6 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)

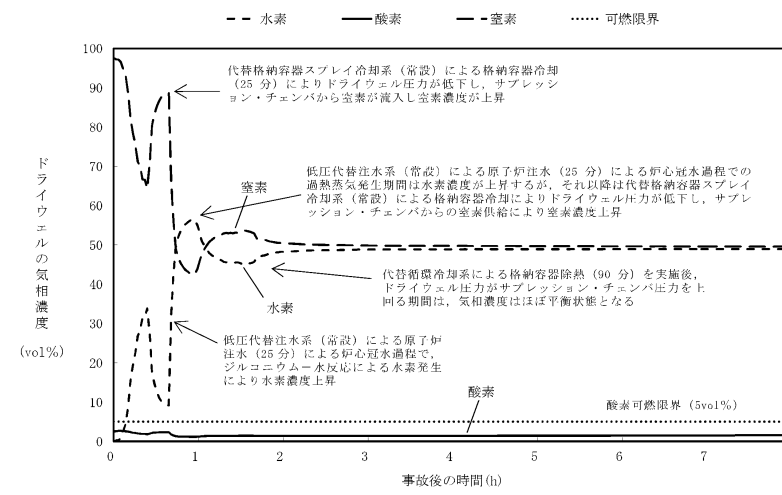


第3.4-8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

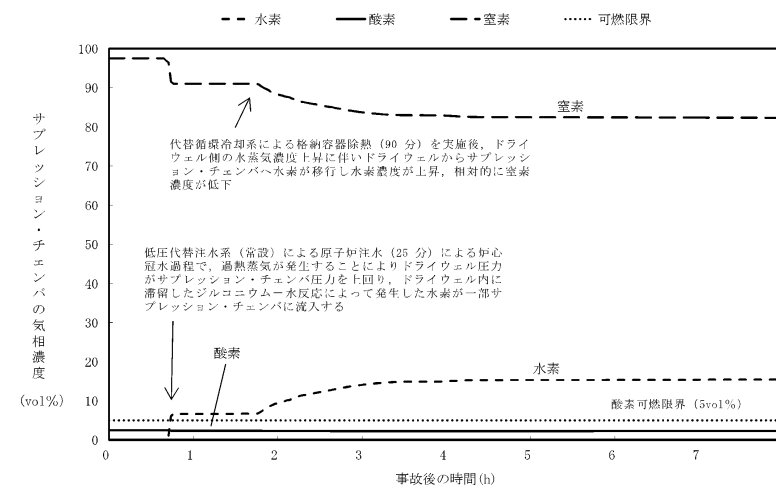


第3.4.2-1(6) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根2号炉は、窒素の注入はドライウェル側のみであるため、ドライウェルへの窒素注入開始(事象発生から12時間)後に、当初サプレッション・チェンバの窒素濃度は上昇しないが、残留熱代替除去系による格納容器の除熱量が崩壊熱を上回った時点で、サプレッション・プールからの蒸発が減少して、サプレッション・チェンバの圧力がドライウェルの圧力を下回ることにより、ドライウェルに注入した窒素がサプレッション・チェンバに流入し、サプレッション・チェンバの窒素濃度が上昇する。一方で東海第二では、サプレッション・チェンバへも窒素を注入しているため、窒素注入開始以降、窒素の濃度が上昇している。



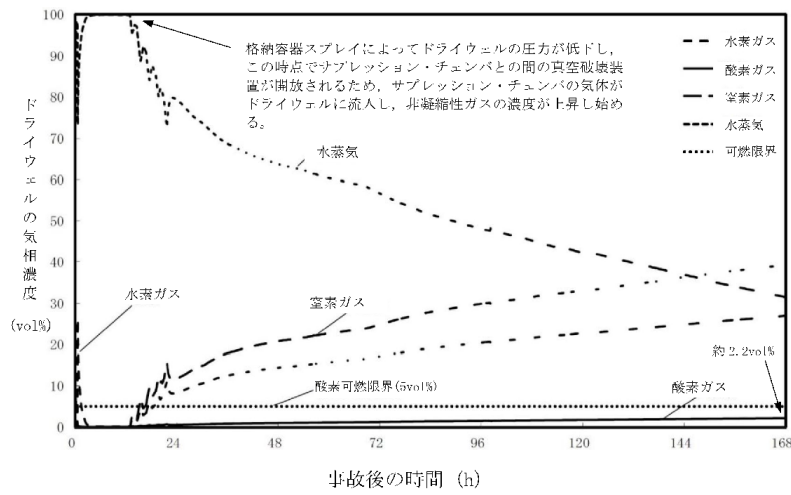
第 3.4-9 図 ドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（～8 時間）



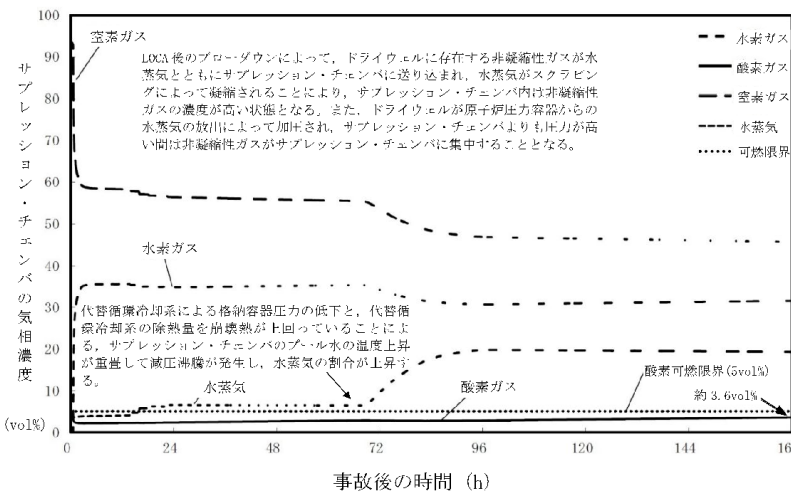
第 3.4-10 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
（ドライ条件）（～8 時間）

・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、ドライウエルの気相濃度（ドライ条件）の短時間グラフは記載していない。

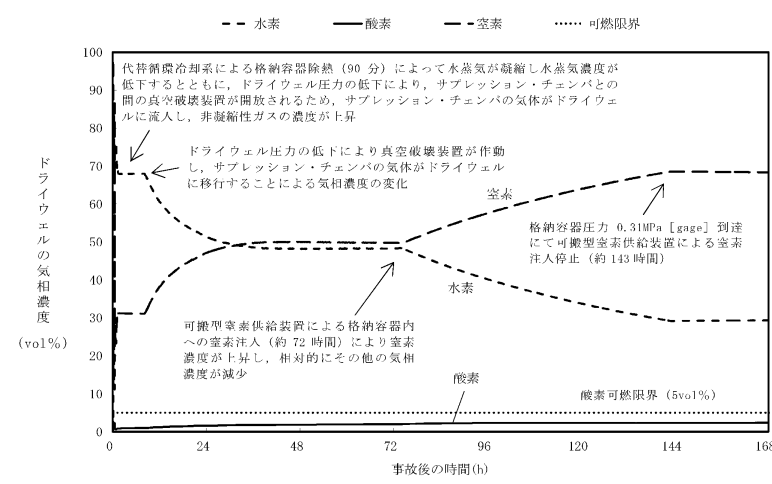
・記載方針の相違
【東海第二】
島根 2号炉は、事象初期に格納容器スプレイの実施による原子炉格納容器側のマネジメントは実施しないため、挙動の移り変わりが少ないことから、サブプレッション・チェンバの気相濃度（ドライ条件）の短時間グラフは記載していない。



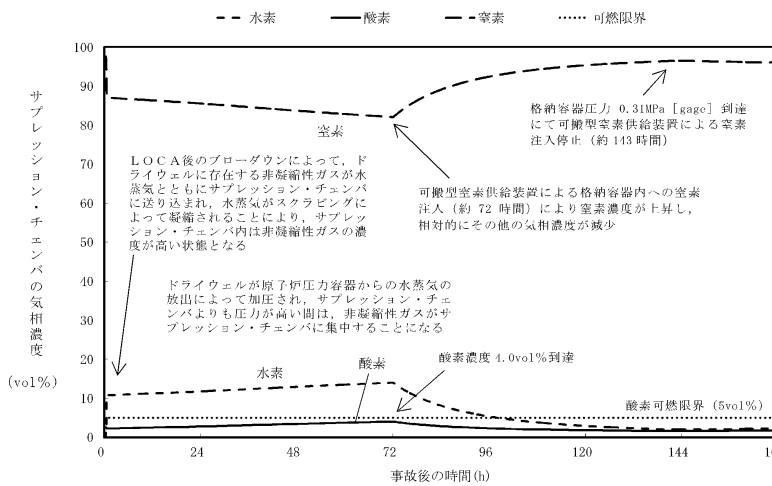
第 3.4.7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



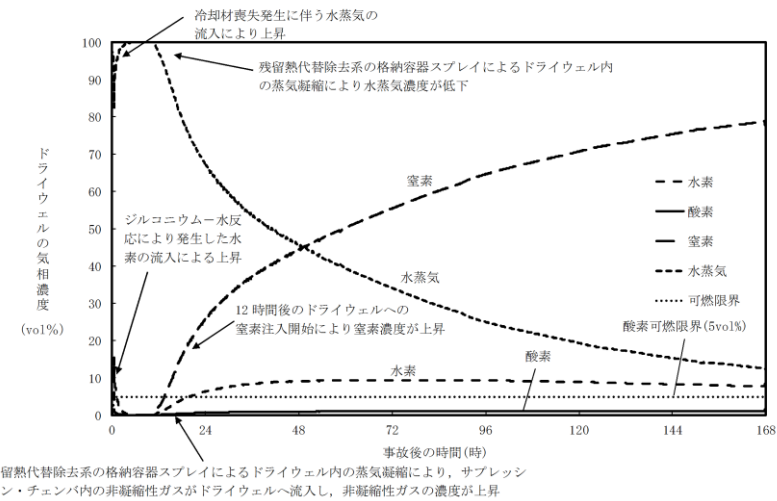
第 3.4.8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



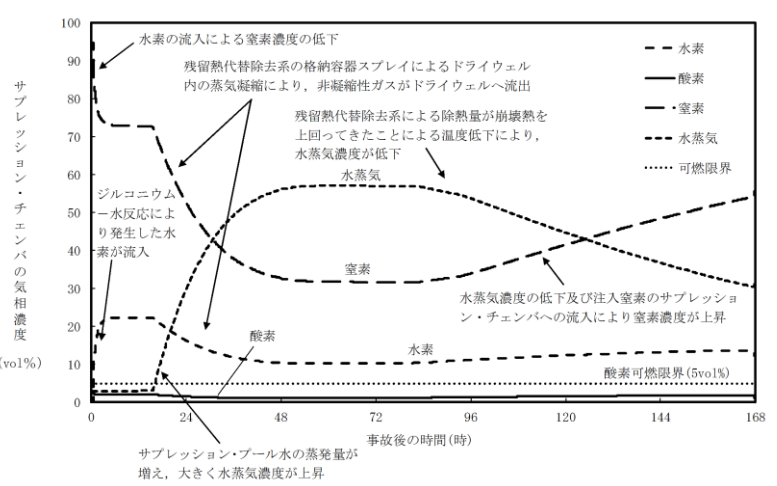
第 3.4-11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



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)

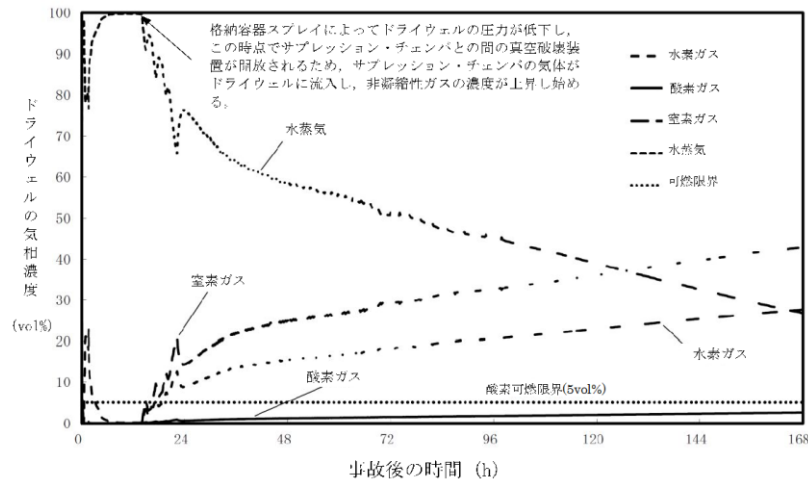


第 3.4.3-1(1) 図 事象発生から 25 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

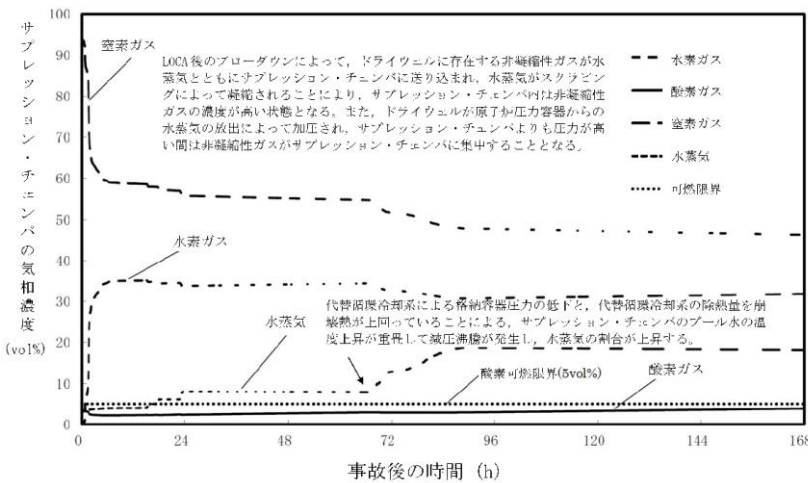


第 3.4.3-1(2) 図 事象発生から 25 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

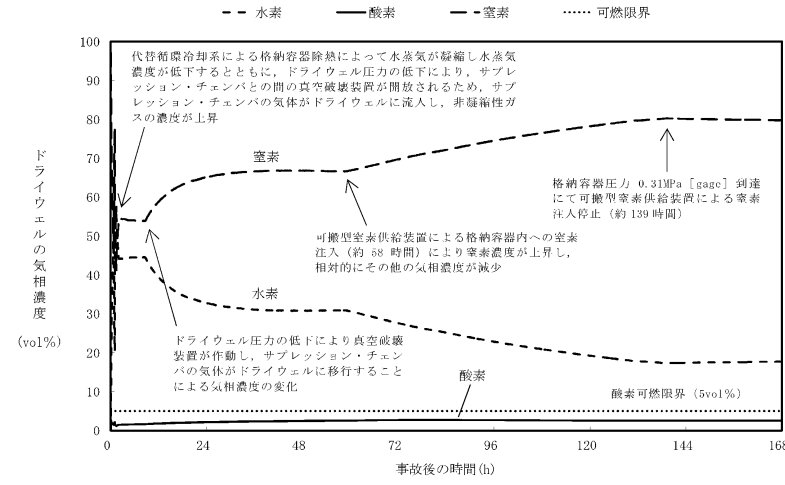
・解析条件の相違
【東海第二】
島根 2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
(・挙動の差異はベースケースと同様。)



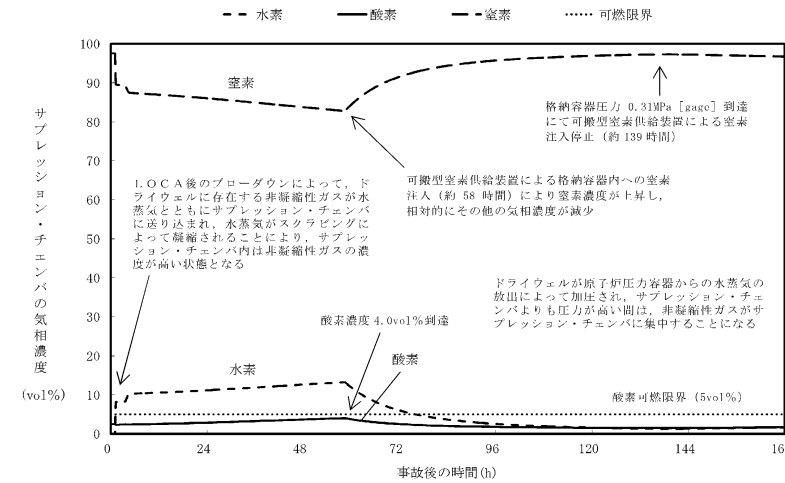
第 3.4.9 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



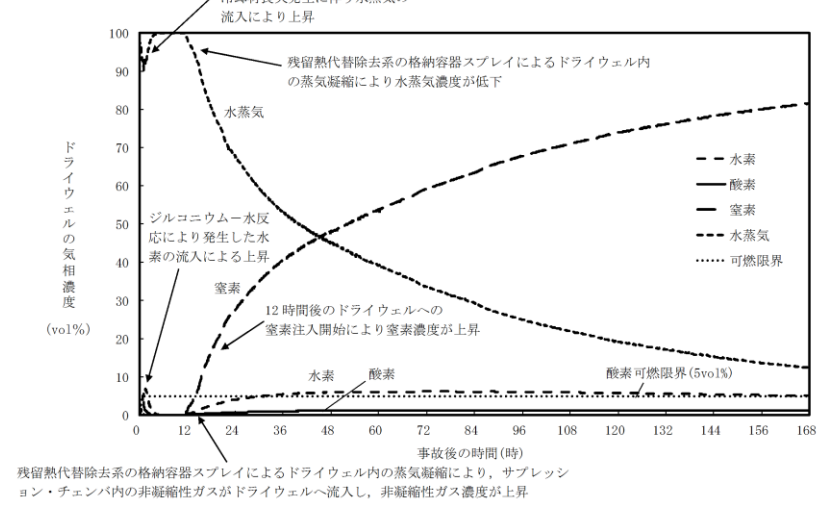
第 3.4.10 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)



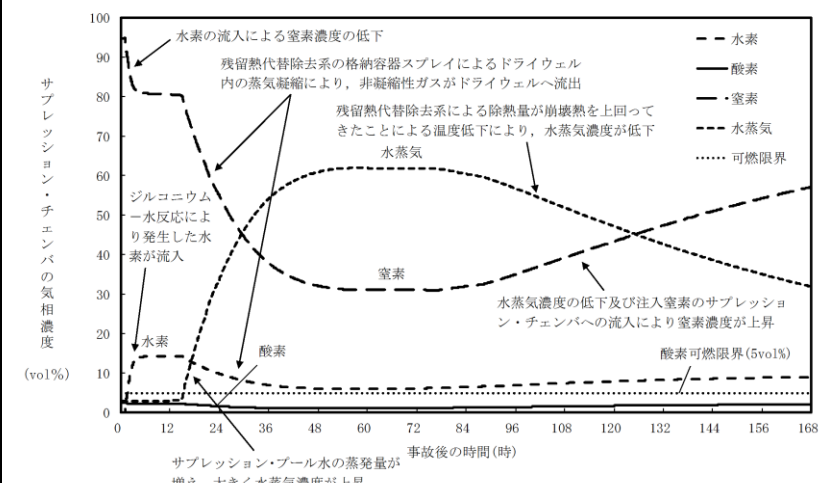
第 3.4-13 図 事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



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)

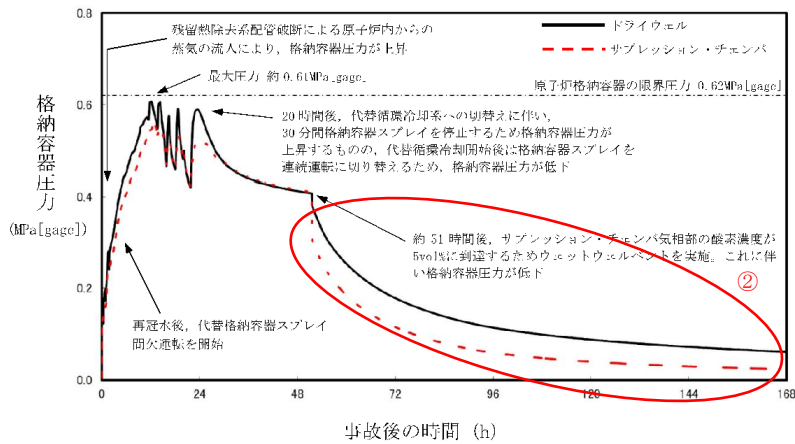


第 3.4.3-1(3) 図 事象発生から 60 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

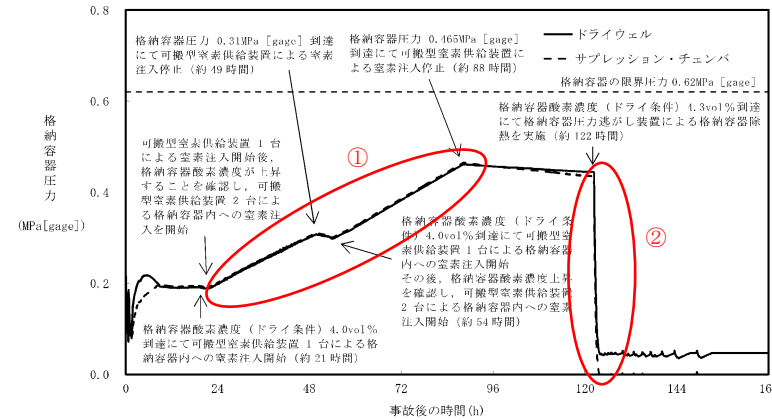


第 3.4.3-1(4) 図 事象発生から 60 分後に注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

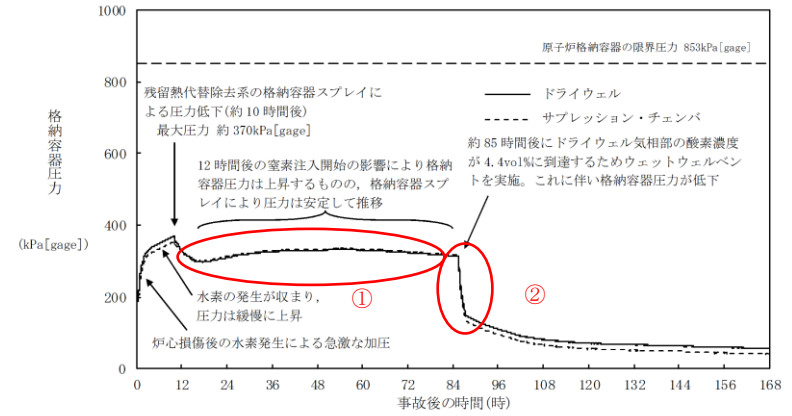
・解析条件の相違
【東海第二】
 島根 2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
 (・挙動の差異はベースケースと同様。)



第 3.4.11 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



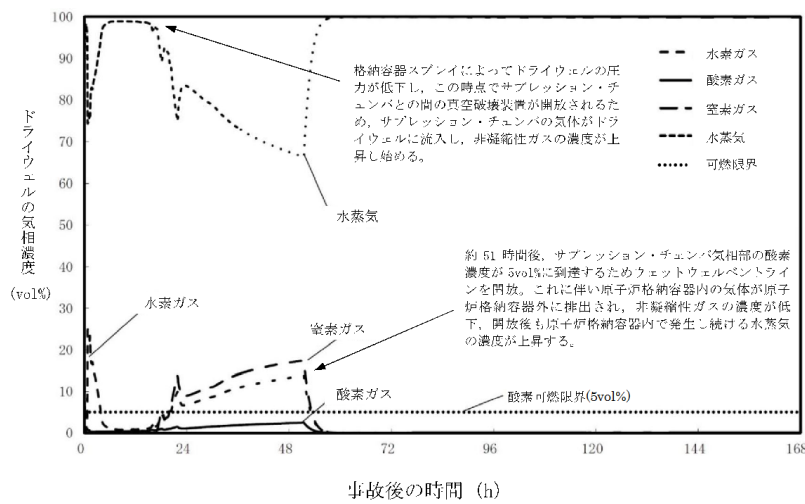
第 3.4.3-1(5) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移

・解析結果の相違
【東海第二】
①島根 2 号炉は、東海第二と同様に可燃性ガス濃度の上昇抑制を目的に原子炉格納容器内に窒素を注入しているが、注入する窒素の容量が東海第二より小さいことから、格納容器圧力の有意な上昇はない。

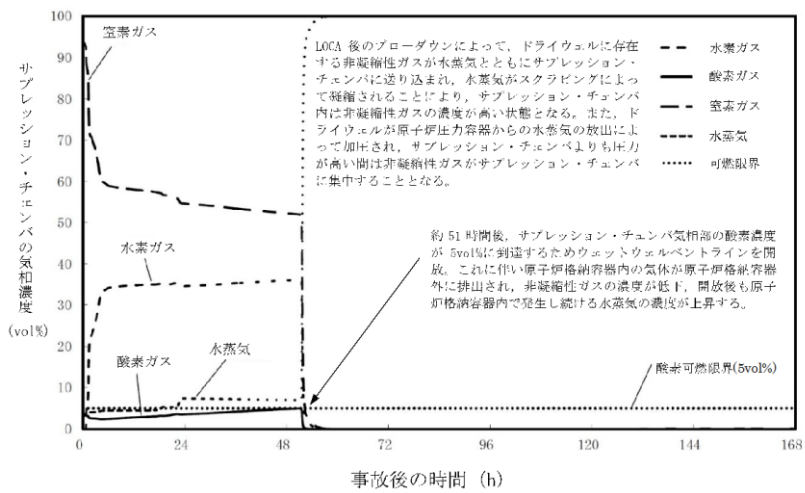
(②酸素濃度を基準とした格納容器ベントの実施により格納容器圧力が低下しており、3 プラントとも同様の挙動。)

・解析条件の相違
【柏崎 6/7】
島根 2 号炉は、G 値を設計基準事故ベースとした場合についても、ベース解析と同じ条件で実施している。

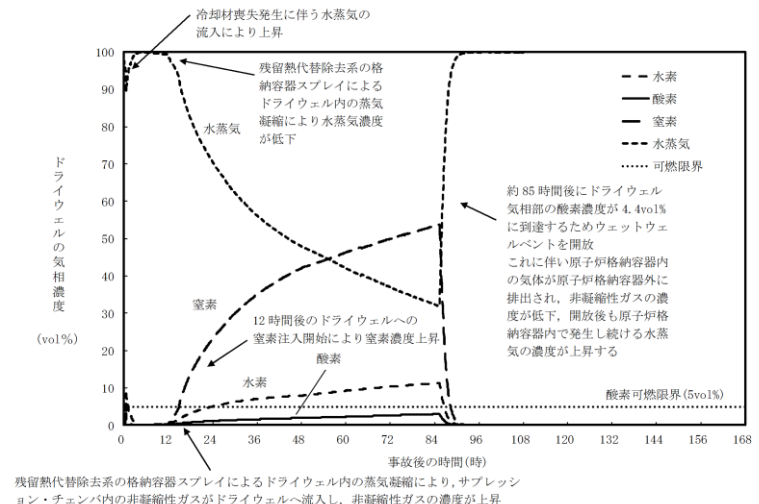
※ 本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約 51 時間後までの格納容器圧力の推移は、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 3.1.2.11 図及び第 3.4.1 図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。



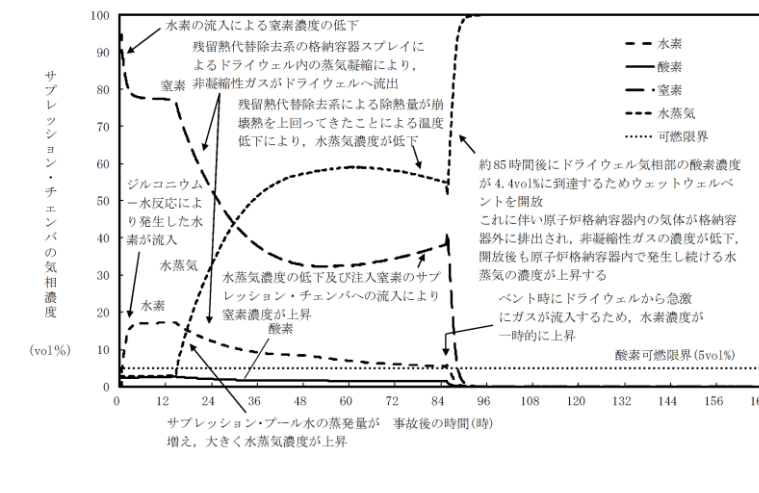
第 3.4.12 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3.4.13 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)

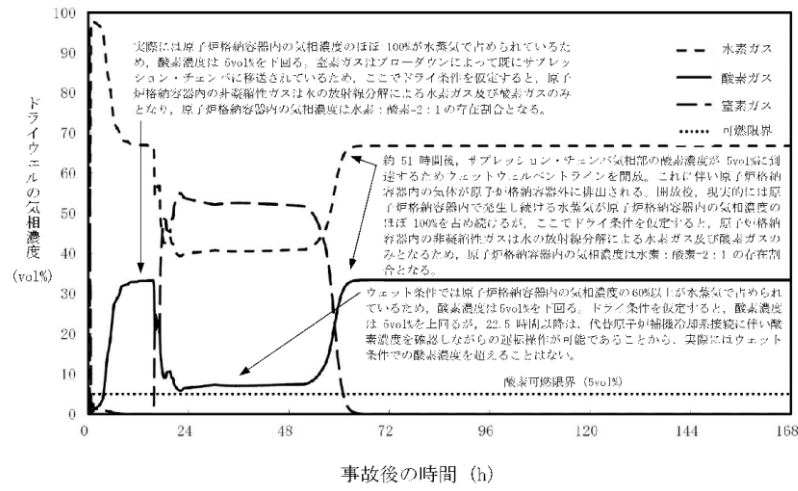


第 3.4.3-1(6) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

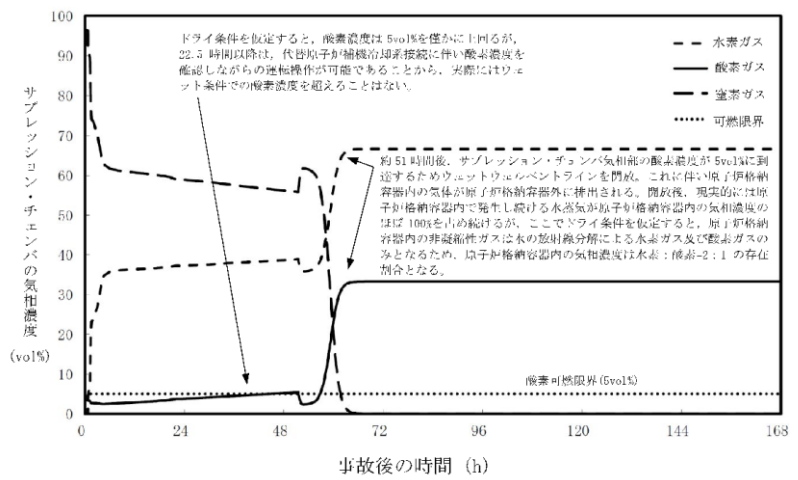


第 3.4.3-1(7) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

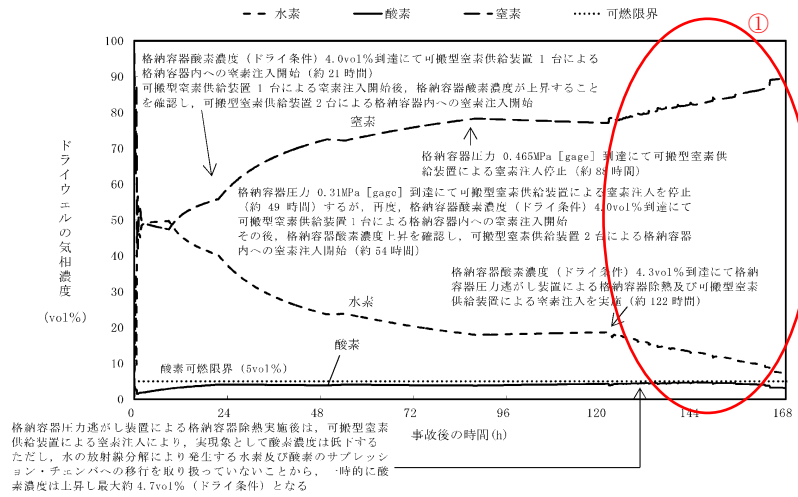
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、G 値を設計基準事故ベースとした場合の解析においても、ウェット条件の気相濃度の推移を記載している。
 (・格納容器ベントの実施に伴う減圧沸騰により原子炉格納容器内が水蒸気に満たされた状態となり、非凝縮性ガスの濃度が小さくなることは、2 プラントとも同様の挙動。)



第3.4.14 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)

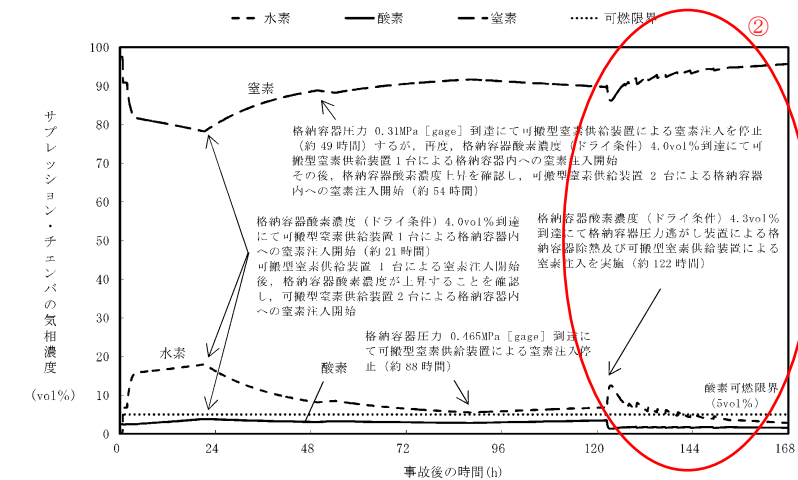


第3.4.15 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

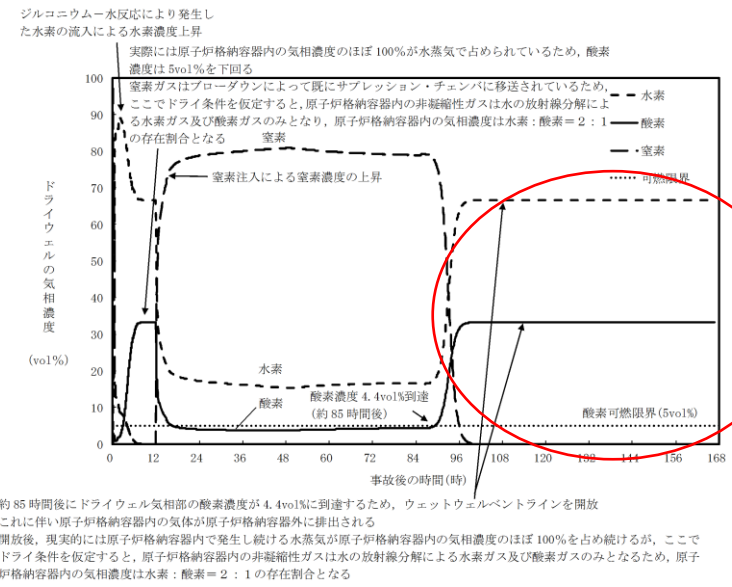


格納容器圧力速がし装置による格納容器除熱実施後は、可搬型窒素供給装置による窒素注入により、実現象として酸素濃度は低下する。ただし、水の放射線分解により発生する水素及び酸素のサブプレッション・チェンバへの移行を取り扱っていないことから、一時的に酸素濃度は上昇し最大約4.7vol% (ドライ条件) となる

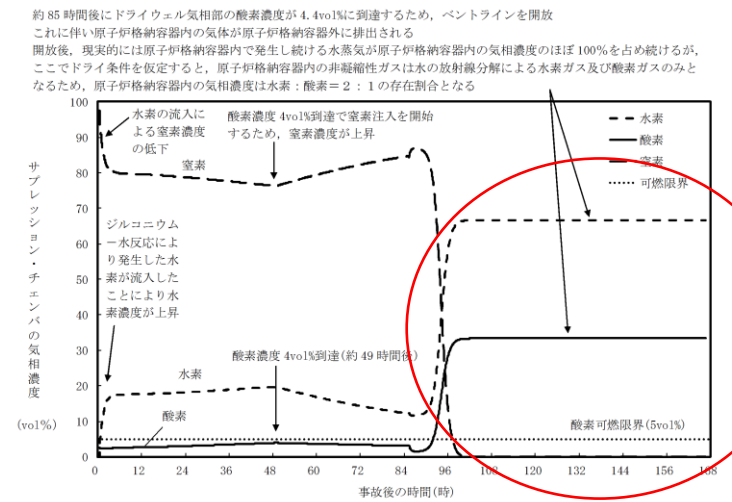
第3.4-16 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



第3.4-17 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 (ドライ条件)



第3.4.3-1(8) 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)



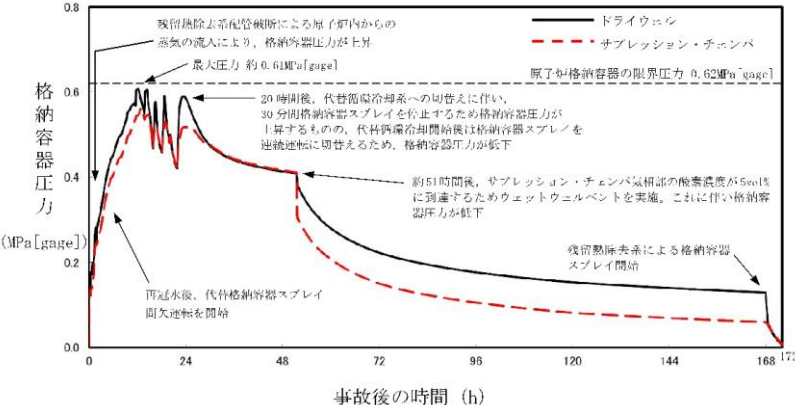
第3.4.3-1(9) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

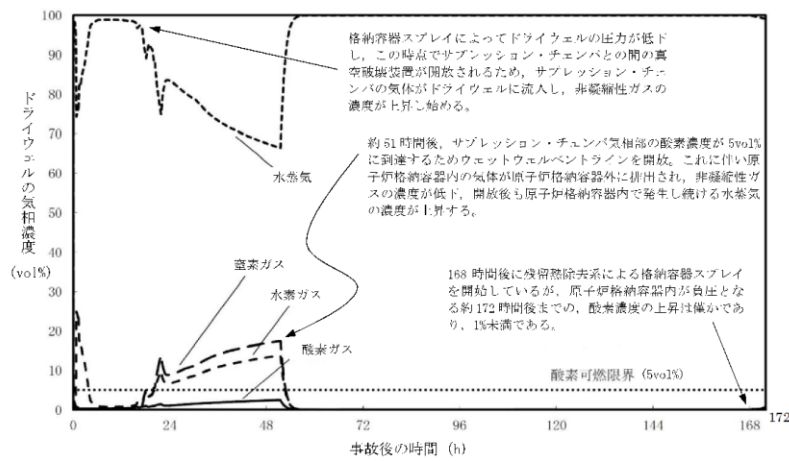
・解析結果の相違

【東海第二】

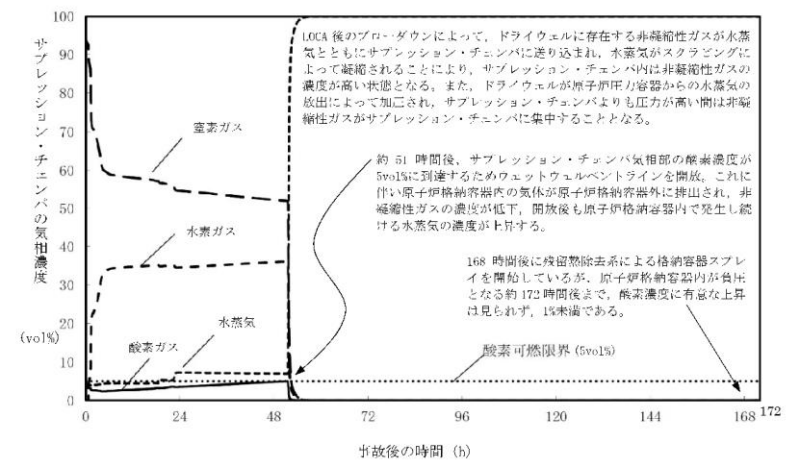
①島根2号炉は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

②島根2号炉は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>第3.4.16 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エルスプレイ (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、<u>「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第 3.1.2.11 図及び第 3.4.1 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。</u></p>			<p>・解析条件の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、酸素濃度がドライ条件で 4.4vol% に到達した時点で格納容器ベントを実施することになっていることから、柏崎 6/7 とは異なり感度解析は不要。</p>



第 3.4.17 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)



第 3.4.18 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)

・解析条件の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2 号炉は、酸素濃度がドライ条件で 4.4vol% に到達した時点で格納容器ベントを実施することになっていることから、柏崎 6/7 とは異なり感度解析は不要。

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 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	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
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない
	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

第3.4.2 表 事象発生から7日後 (168時間後) の酸素濃度※

項目	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
サブレーション・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 酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容される値の上限)
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
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない
	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

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高値及び到達時間※

項目	ウェット条件	ドライ条件
ドライウエル	約2.7vol% (約116時間)	約2.8vol% (約107時間)
サブレーション・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

第3.4.2-1 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 酸素濃度	2.5vol%	酸素濃度4.4vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (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7.8%が水と反応して発生する水素量
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない
	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：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV

第3.4.2-2 表 事象発生から7日後 (168時間後) の酸素濃度※

項目	ウェット条件 (vol%)	ドライ条件 (vol%)
ドライウエル	約1.1	約1.2
サブレーション・チェンバ	約1.9	約2.8

※全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が反応した場合

- ・解析条件の相違
- 【柏崎6/7, 東海第二】
- ①運転上許容される値の上限値に基づき, 初期酸素濃度を設定している考え方は3プラントとも同様。
- 【東海第二】
- ②島根2号炉は, ドライ条件の酸素濃度について水蒸気が凝縮されるまでの期間で可燃領域を超えることから, 最高値ではなく, 統一的に7日後の酸素濃度を記載している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.1</p> <p>G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響</p> <p>1. はじめに</p> <p>今回の評価では、電力共同研究[1] [2]の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG 値を $G(H_2) = 0.06$, $G(O_2) = 0.03$ としている。今回の評価で用いたG 値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。</p> <p>実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。</p> <p>なお、基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、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。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よって判断した。</p> <p>2. 評価条件</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.5</p> <p>G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>今回の評価では、電力共同研究^{[1][2]}の成果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG 値を $G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG 値は、過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。</p> <p>実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が4.3vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。</p> <p>なお、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、基本的に格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。ただし、<u>水素燃焼による爆轟の可能性の有無は、保守的にドライ条件における気相濃度によって判断する。</u></p> <p>2. 評価条件</p> <p>第3.4-3 図から第3.4-6 図に示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとお</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.1</p> <p>G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響</p> <p>1. はじめに</p> <p>今回の評価では、電力共同研究^{[1][2]}の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG 値を $G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG 値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG 値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G 値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。</p> <p>実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。</p> <p>なお、<u>基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、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。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よって判断した。</u></p> <p>2. 評価条件</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下、「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほか</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達有無を確認している。 ・評価方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、LOCA後のブローダウンにより、原子炉格納容器内が水蒸気で満たされ、ドライ条件における酸素濃度が5vol%を超える期間があるため、ウェット条件によって判断している。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>価条件は、ベースケースと同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$ とした。この値は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を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回る場合には、<u>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)</u> (以下「<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>」という。)によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。 	<p>り。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水の放射線分解における水素及び酸素のG値を、沸騰状態においては $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$、非沸騰状態においては $G(H_2) = 0.25$, $G(O_2) = 0.125$ とする。この値は、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を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回るため、<u>格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。</u> <u>格納容器内への窒素注入手順としては、格納容器バウンダリの健全性に対する裕度の確保及び格納容器漏えいの影響を考慮し、格納容器圧力 0.31MPa[gage]までの注入を基本とするが、本感度解析のように早期の格納容器ベント(事故後7日以内を想定)に至る場合には、0.465MPa[gage]までの追加の窒素注入を実施することで、可能な限り格納容器ベント遅延させ、環境への影響を低減させることとする。ベースケースと感度解析ケースの窒素注入条件を第1表及び第2表に示す。</u> 	<p>の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を、<u>沸騰状態においては $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$、非沸騰状態においては $G(H_2) = 0.25$, $G(O_2) = 0.125$ とした。</u>この値は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を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度が可燃限界を上回り、酸素濃度がドライ条件で 4.4vol%及びウェット条件で 1.5vol%に到達する場合には、<u>格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。</u> <u>サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達する場合には、可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給をドライウェル側からサプレッション・チェンバ側へ切り替える。</u> 	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の相違 【柏崎6/7】 DBAの性能評価では沸騰状態と非沸騰状態でG値を変更して評価しており、島根2号炉ではその条件どおりに評価を行っている。 (柏崎6/7は、DBAの性能評価において、保守的な条件として沸騰状態のG値を非沸騰状態にも適用して評価している。) 運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、炉心損傷後に耐圧強化ベントを使用しない。(以降、同様な相違については記載省略) 運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、SA設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。 【東海第二】 島根2号炉は、窒素注入を実施し既定の格納

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																				
<p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1及び表2に示す。</p>	<p>第1表 重大事故相当のG値を想定した場合（ベースケース）の窒素注入条件</p> <table border="1" data-bbox="961 541 1694 684"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>窒素注入条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達</td> <td>S/C への窒素注入 (窒素 198Nm³/h, 酸素 2Nm³/h) を開始</td> </tr> <tr> <td>② PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達</td> <td>S/C への窒素注入を停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル</p> <p>第2表 設計基準事故相当のG値を想定した場合（感度解析ケース）の窒素注入条件</p> <table border="1" data-bbox="961 856 1694 1220"> <thead> <tr> <th>時間</th> <th>窒素注入条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達</td> <td>S/C への窒素注入 (窒素 198Nm³/h, 酸素 2Nm³/h) を開始</td> </tr> <tr> <td>② 酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施の30分後)</td> <td>S/C への窒素注入は継続したまま、追加でD/W への窒素注入 (窒素 198Nm³/h, 酸素 2Nm³/h) を開始 (合計で窒素 396Nm³/h, 酸素 4Nm³/h を格納容器内に注入)</td> </tr> <tr> <td>③ PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達</td> <td>S/C 及び D/W への窒素注入を停止</td> </tr> <tr> <td>④ PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達</td> <td>S/C への窒素注入 (窒素 198Nm³/h, 酸素 2Nm³/h) を開始</td> </tr> <tr> <td>⑤ 酸素濃度が上昇傾向 (解析上は④実施の30分後)</td> <td>S/C への窒素注入は継続したまま、追加でD/W への窒素注入 (窒素 198Nm³/h, 酸素 2Nm³/h) を開始 (合計で窒素 396Nm³/h, 酸素 4Nm³/h を格納容器内に注入)</td> </tr> <tr> <td>⑥ PCV 圧力 0.465MPa[gage]到達</td> <td>S/C 及び D/W への窒素注入を停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ PCV : 格納容器, S/C : サプレッション・チェンバ, D/W : ドライウエル</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を第1図から第4図, 評価結果のまとめを第3表に示す。</p> <p>第3図及び第4図に示すとおり、事象発生約21時間後に酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件) に到達するため、サプレッション・チェンバへの窒素注入を開始する。しかし、酸素濃度の上昇が継続することから、ドライウエルへの窒素注入を追加することで、酸素濃度の上昇が抑制される。</p>	時間	窒素注入条件	① PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始	② PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止	時間	窒素注入条件	① PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始	② 酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施の30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま、追加でD/W への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始 (合計で窒素 396Nm ³ /h, 酸素 4Nm ³ /h を格納容器内に注入)	③ PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止	④ PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始	⑤ 酸素濃度が上昇傾向 (解析上は④実施の30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま、追加でD/W への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始 (合計で窒素 396Nm ³ /h, 酸素 4Nm ³ /h を格納容器内に注入)	⑥ PCV 圧力 0.465MPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止	<p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1及び表2に示す。</p> <p>事象発生約12時間後からドライウエルへの窒素注入を開始し、その後、図6に示すとおり、事象発生約49時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件) に到達するため、窒素の注入をドライウエルからサプレッション・チェンバへ切り替える。</p>	<p>容器圧力到達により窒素注入を停止した後の、再度の注入は行わない運用としている。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、可燃性ガスの濃度により窒素を注入するのではなく、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱開始後に注入することとしており、規定の酸素濃度到達後に窒素の注</p>
時間	窒素注入条件																						
① PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始																						
② PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達	S/C への窒素注入を停止																						
時間	窒素注入条件																						
① PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始																						
② 酸素濃度が上昇傾向 (解析上は①実施の30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま、追加でD/W への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始 (合計で窒素 396Nm ³ /h, 酸素 4Nm ³ /h を格納容器内に注入)																						
③ PCV 圧力 0.31MPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止																						
④ PCV 酸素 4.0vol% (ドライ条件) 到達	S/C への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始																						
⑤ 酸素濃度が上昇傾向 (解析上は④実施の30分後)	S/C への窒素注入は継続したまま、追加でD/W への窒素注入 (窒素 198Nm ³ /h, 酸素 2Nm ³ /h) を開始 (合計で窒素 396Nm ³ /h, 酸素 4Nm ³ /h を格納容器内に注入)																						
⑥ PCV 圧力 0.465MPa[gage]到達	S/C 及び D/W への窒素注入を停止																						

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ウェット条件において、酸素濃度は事象発生から約 51 時間後に 5vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が 5vol%に到達した約 51 時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。</p> <p>なお、ドライ条件では、図 5 及び図 6 に示すとおり、<u>事象進展を通じて酸素濃度が 5vol%を上回る時間帯があるが</u>、図 3 及び図 4 に示すとおり、その時間帯には格納容器内の大部分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスの体積割合が高くなり、酸素濃度が 5vol%を超える結果となっているものであり、実際の状況下で水素燃焼</p>	<p><u>事象発生約 49 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達し、窒素注入を停止するが、酸素濃度が再度 4.0vol% (ドライ条件) に到達するため、事象発生約 54 時間後にサプレッション・チェンバへの窒素注入を再開し、酸素濃度の上昇継続を受けてドライウェルへの窒素注入も再開する。</u></p> <p><u>その後、事象発生約 88 時間後に格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達するため、窒素注入を停止し、事象発生約 122 時間後に酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) に到達した時点で、サプレッション・チェンバを経由したベントを実施する。これにより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制される。</u></p>	<p><u>ドライ条件において、酸素濃度は事象発生から約 85 時間後に 4.4vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度がドライ条件において 4.4vol%に到達した約 85 時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。</u></p> <p><u>実際の手順では、窒素の注入をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替えた後、ドライウェルの酸素濃度が 4.0vol%に到達した場合に、再度窒素の注入をサプレッション・チェンバからドライウェルへ切り替えることから、格納容器ベントは約 85 時間よりも遅延される。</u></p> <p>なお、ドライ条件では、図 5 及び図 6 に示すとおり、<u>事象発生</u>の約 3 時間後から約 17 時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が 5vol%を上回る時間帯があるが、図 3 及び図 4 に示すとおり、その時間帯には原子炉格納容器内の大部分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスの体積割合が高くなり、酸素濃度が 5vol%を</p>	<p>入箇所を切り替える運用としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、窒素注入を実施し既定の格納容器圧力到達により窒素注入を停止した後の、再度の注入は行わない運用としている。 運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、ドライ条件により可燃限界到達の判断を行う。 記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達有無を確認している。 運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、窒素注入箇所の切り替えを繰り返すことにより、格納容器ベントを遅延する運用としている。 解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、LOCA によるブローダウンにより原子炉核の容器内が水蒸気で満たされ

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>が発生することはない(5. に確認結果を示す。)。また、代替原子炉補機冷却系の運転開始以降は酸素濃度を監視しながらの対応が可能となるため、酸素濃度をウェット条件で5vol%未満に抑制しながらの運転操作が可能である。</p> <p>以上を踏まえると、実際の格納容器内の酸素濃度がウェット条件で仮定した時間よりも早く可燃限界に至ることは考えにくい。</p> <p>4. まとめ</p> <p>何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に5vol%に到達するが、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。</p> <p>今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のおりであっても、<u>格納容器圧力逃がし装置等</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約51時間の時間余裕があることを確認した。</p> <p>約51時間後の時点で、仮にサプレッション・チェンバのベントラインを経由し耐圧強化ベント系による排出を実施した場合であっても、Cs-137の総放出量は、本評価と同じ「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして<u>いる「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「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」</u>において示した値を下回る※。</p> <p>※「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では、事象発生から約38時間後のベントを想定し、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置による大気中へのCs-137の7日間(事象発生から168時間後まで)の総放出量を1.4×10^{-3} TBqと評価している。ここで仮</p>	<p>4. まとめ</p> <p>何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に4.3vol%に到達するが、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による環境中への格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。</p> <p>今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のおりであっても、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による環境中への格納容器内の気体の排出までには約122時間の時間余裕があることを確認した。</p>	<p>超える結果となっているものであり、ウェット条件における酸素濃度が1.5vol%未満であることから水素燃焼が発生することはない。</p> <p>4. まとめ</p> <p>何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に4.4vol%に到達するが、<u>格納容器フィルタベント系</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。</p> <p>今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のおりであっても、<u>格納容器フィルタベント系</u>による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約85時間の時間余裕があることを確認した。</p>	<p>るため、事象初期にドライ条件の酸素濃度が5vol%を超える期間があるが、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ等の実施により、5vol%を下回る。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達の有無を確認している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 酸素濃度を基準とした格納容器ベント開始時間の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、耐圧強化ベントを使用しないため、当該の記載がない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>に格納容器圧力逃がし装置を使用しないものとし、その除染係数 1,000 を見込まない場合、Cs-137 の 7 日間(事象発生から 168 時間後まで)の総放出量は 1.4 TBq となる。本評価で仮定した格納容器内の気体を排出する時間は事象発生から約 51 時間後であり、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において想定したベントの時間である約 38 時間後よりも遅く、時間経過に伴い Cs-137 の格納容器内壁面等への沈着やサブレーション・チェンバ・プール水への取り込みが進むことから、本評価における Cs-137 の 7 日間(事象発生から 168 時間後まで)の総放出量は 1.4 TBq よりも小さな値となる。</u></p> <p><u>また、排出開始後数時間で酸素濃度は 1vol%以下に低下することから、その時点で排出操作を停止することにより、Cs-137 の総放出量を更に低減することができる。</u></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、その対応フローは大破断 LOCA 後に格納容器圧力逃がし装置等を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置等による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されることから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。</p> <p>環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断 LOCA 後により短い時間(事象発生から約 38 時間)で格納容器圧力逃がし装置等による排出を実施する場合について評価し、評価項目である 100 TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器圧力逃がし装置等による対応は可能と考える。</p> <p>5. <u>ドライ条件とならないことの確認</u></p> <p><u>原子炉格納容器内がドライ条件となら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、上記の評価結果におい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(流量 954m³/h)をドライウェルに連続で実施した場合を評価し、格納容器内の気相濃度の推移を確認した。図 7 から図 10 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</u></p>	<p>格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは大破断 LOCA 後に代替循環冷却系を使用できない場合において、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の<u>前に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流れとなり、</u>前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されること、<u>格納容器内への窒素注入操作を実施する要員については他作業と重複していないことから、</u>水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考えられる。</p> <p>環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断 LOCA 後により短い時間(事象発生から約 19 時間)で格納容器圧力逃がし装置による排出を実施する場合について評価し、評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器圧力逃がし装置による対応は可能と考える。</p>	<p>格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは大破断 LOCA 後に格納容器フィルタベント系を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されることから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。</p> <p>環境中に放出される核分裂生成物(Cs-137)の観点でも、大破断 LOCA 後により短い時間(事象発生から約 32 時間)で格納容器フィルタベント系による排出を実施する場合について評価し、評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器フィルタベント系による対応は可能と考える。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 格納容器ベント開始時間の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は 5 vol%</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>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、格納容器内の水素ガス及び酸素ガス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恐れはない。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、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と考えられる。このため、現実として格納容器内が負圧になることはなく、従って原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</u></p> <p>6. 参考文献 [1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR 電力共同研究 平成12年3月 [2]「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究 昭和63年3月</p> <p style="text-align: right;"><u>以上</u></p>	<p>5. 参考文献 [1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(BWR 電力共同研究, 平成12年3月) [2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR 電力共同研究, 昭和63年3月)</p>	<p>5. 参考文献 [1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」(BWR 電力共同研究, 平成12年3月) [2]「事故時放射線分解に関する研究」(BWR 電力共同研究, 昭和63年3月)</p>	<p>を超えない。</p>

表1 G値の変更に伴う評価項目への影響(ウェット条件)

項目	感度解析 (G(H ₂) = 0.4, G(O ₂) = 0.2)	ベースケース (G(H ₂) = 0.06, G(O ₂) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約51時間後にサブプレッション・チェンバにおいて5vol%に到達するが、約51時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに5vol%未満に低減。	約2.3vol% (事象発生から168時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約3.4vol% (事象発生から168時間後)	

表2 G値の変更に伴う評価項目への影響(ドライ条件)

項目	感度解析 (G(H ₂) = 0.4, G(O ₂) = 0.2)	ベースケース (G(H ₂) = 0.06, G(O ₂) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	ウェット条件での酸素濃度5vol%到達に伴いウェットウエルベントラインを開放するため、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなり、ドライ条件での格納容器内の気相濃度は水素ガス:酸素ガス=2:1の存在割合となるが、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ100%を占め続ける。	約3.7vol% (事象発生から168時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約3.9vol% (事象発生から168時間後)	

表1 G値の変更に伴う評価項目への影響(ウェット条件)

項目	感度解析 (沸騰 : G(H ₂)=0.4, G(O ₂)=0.2 非沸騰 : G(H ₂)=0.25, G(O ₂)=0.125)	ベースケース (G(H ₂)=0.06, G(O ₂)=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約85時間後にドライウエルにおいてドライ条件での酸素濃度が4.4vol%に到達するが、約85時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに5vol%未満に低減。	約1.1vol% (事象発生から168時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約1.9vol% (事象発生から168時間後)	

表2 G値の変更に伴う評価項目への影響(ドライ条件)

項目	感度解析 (沸騰 : G(H ₂)=0.4, G(O ₂)=0.2 非沸騰 : G(H ₂)=0.25, G(O ₂)=0.125)	ベースケース (G(H ₂)=0.06, G(O ₂)=0.03)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約85時間後にドライウエルにおいてドライ条件での酸素濃度が4.4vol%に到達するが、約85時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに5vol%未満に低減。	約1.2vol% (事象発生から168時間後)	5vol%以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約2.8vol% (事象発生から168時間後)	

第3表 G値の変更に伴う評価項目への影響(ドライ条件)

項目	感度解析 (G(H ₂) = 0.4, G(O ₂) = 0.2)	ベースケース (G(H ₂) = 0.06, G(O ₂) = 0.03)	評価項目
酸素濃度 最高値 (ドライウエル)	事象発生から約122時間後に、ドライウエルにおいて4.3%に到達するため、約122時間時点でのサブプレッション・チェンバを経由したベント実施によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに5vol%未満に維持できる	約2.8vol% (約107時間)	5vol% 未満
酸素濃度 最高値 (サブプレッション・チェンバ)		約4.0vol% (約84時間)	

・解析結果の相違
【柏崎6/7】
・評価方針の相違
【東海第二】
島根2号炉及び柏崎6/7は、G値を設計基準事故ベースとした場合の解析においても、ウェット条件の評価を実施している。

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

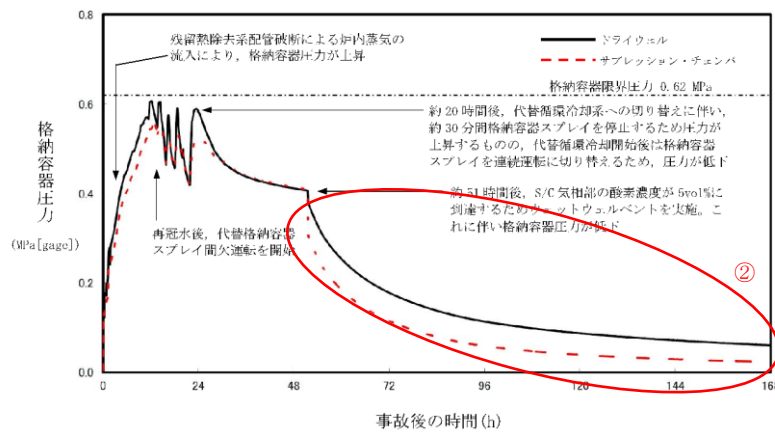
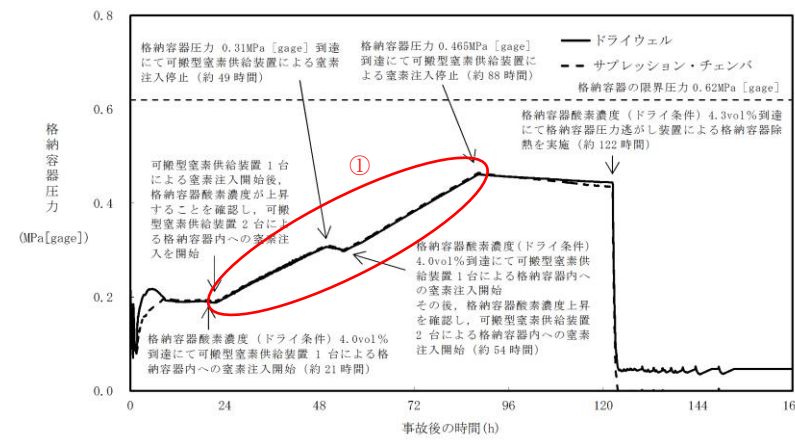


図1 格納容器圧力の推移



第1図 格納容器圧力の推移

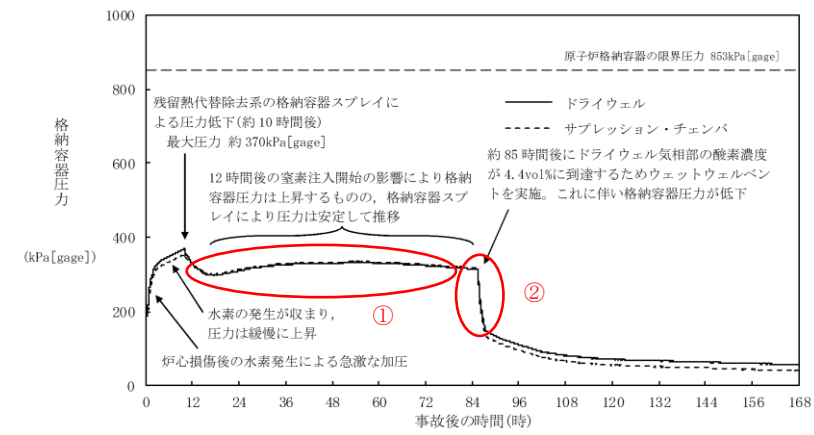


図1 格納容器圧力の推移

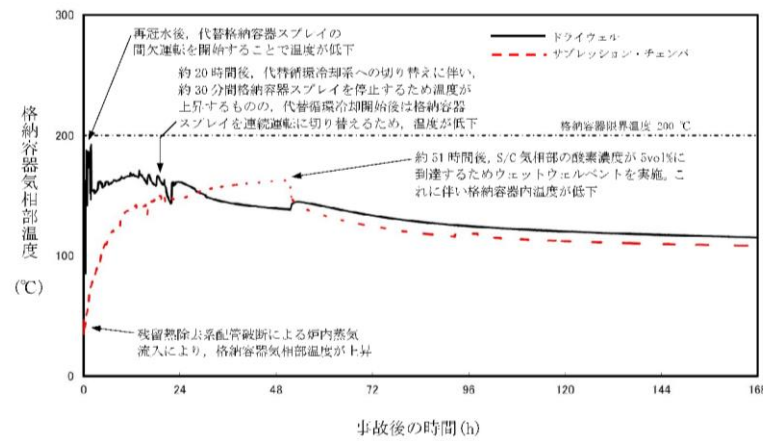
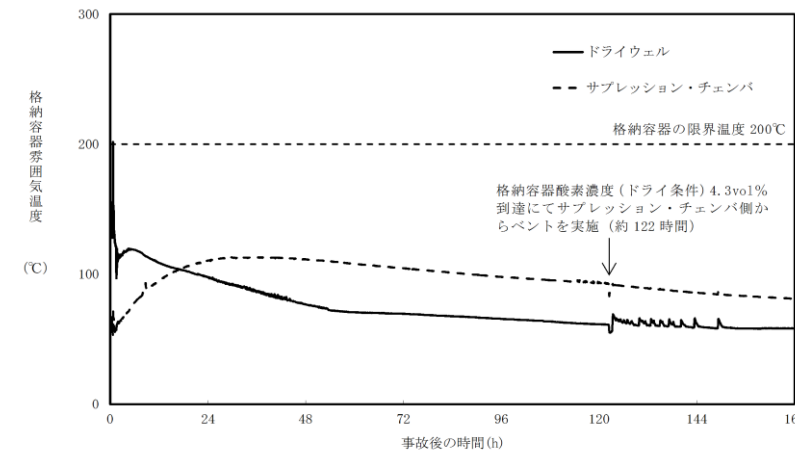


図2 格納容器気相部温度の推移



第2図 格納容器雰囲気温度の推移

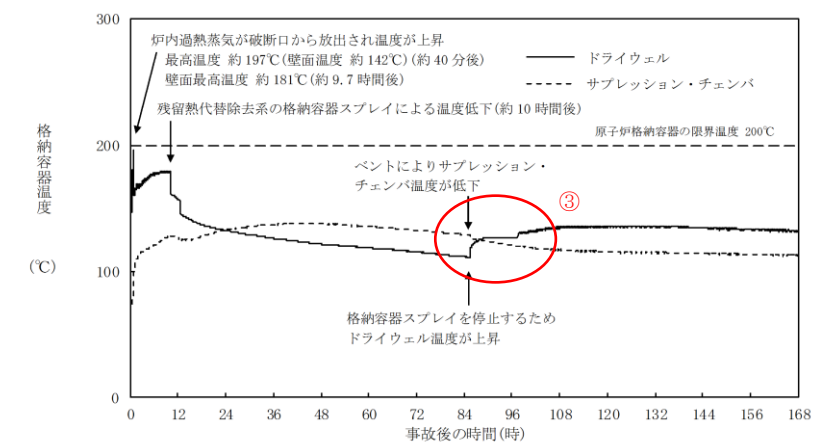


図2 格納容器温度の推移

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根2号炉は、東海第二と同様に可燃性ガス濃度の上昇抑制を目的に原子炉格納容器内に窒素を注入しているが、注入する窒素の容量が東海第二より小さいことから、格納容器圧力の有意な上昇はない。
【柏崎6/7、東海第二】
 ②酸素濃度を基準とした格納容器ベントの実施により格納容器圧力が低下しており、3プラントとも同様の挙動。

・解析結果の相違
【柏崎6/7、東海第二】
 ③島根2号炉は、格納容器ベント実施時に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを停止することから格納容器温度が一時的に上昇する。

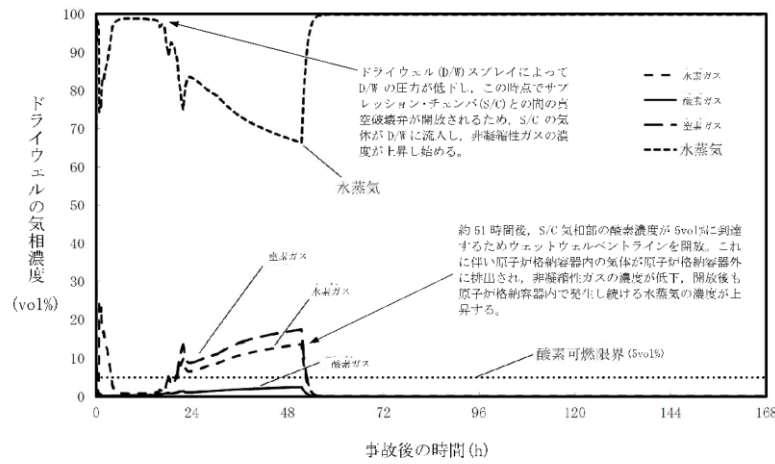


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

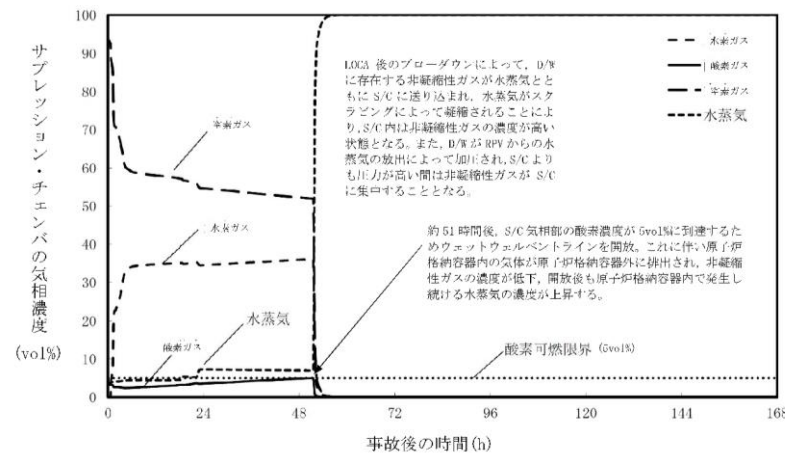


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

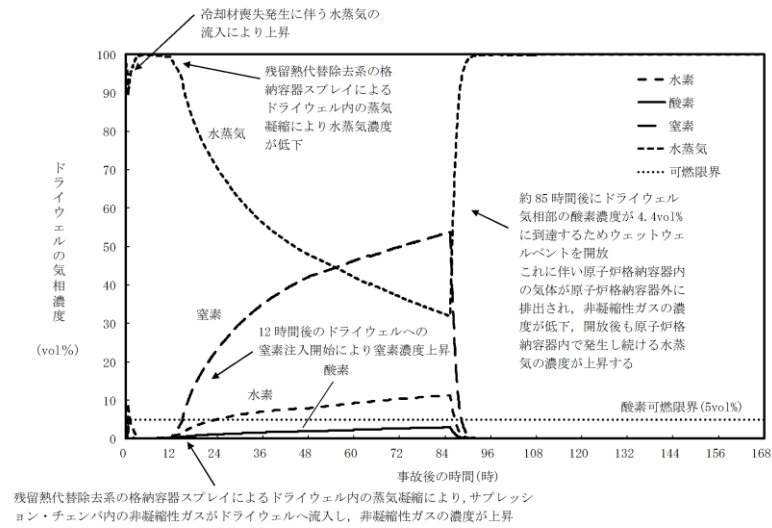


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

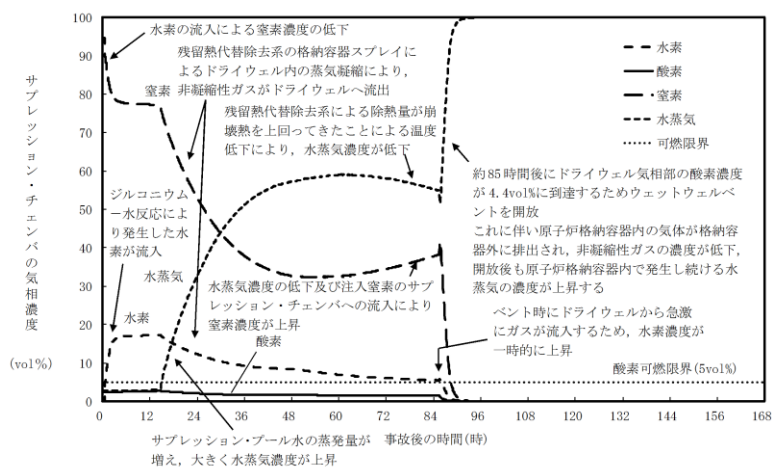


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

・記載方針の相違
 【東海第二】
 島根2号炉及び柏崎6/7は、G値を設計基準事故ベースとした場合の解析においても、ウェット条件の気相濃度の推移を記載している。

(・格納容器ベントの実施に伴う減圧沸騰により原子炉格納容器内が水蒸気に満たされた状態となり、非凝縮性ガスの濃度が小さくなることは、2プラントとも同様の挙動。)

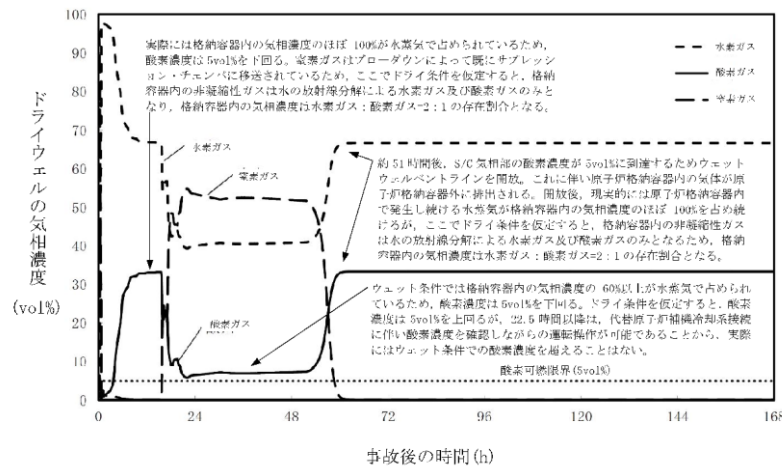


図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

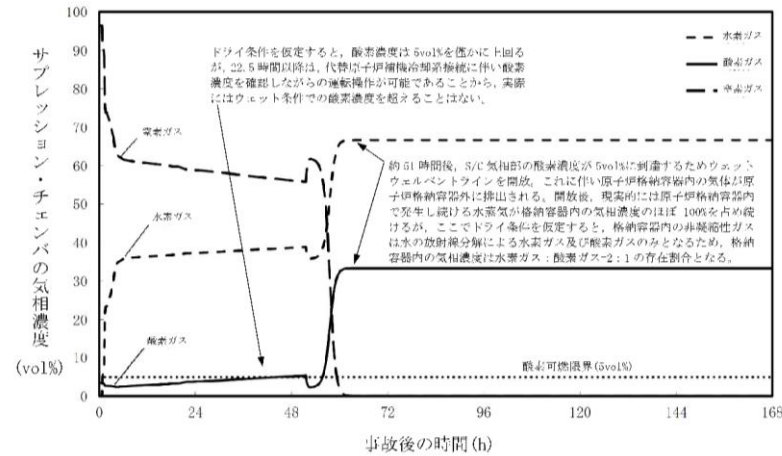
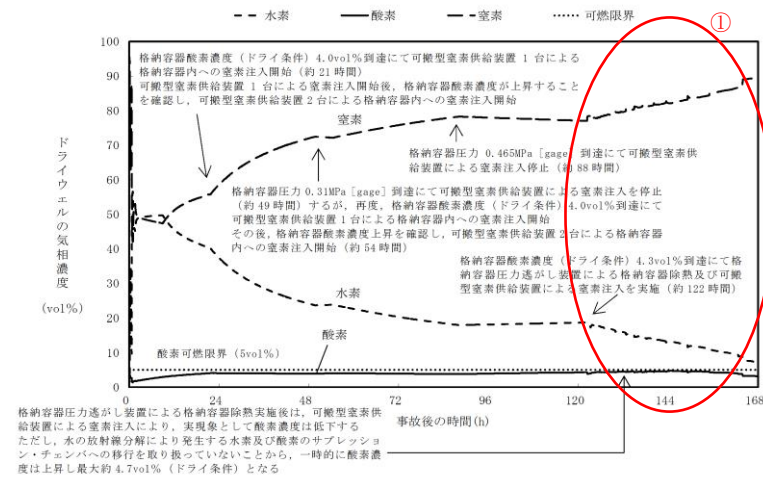
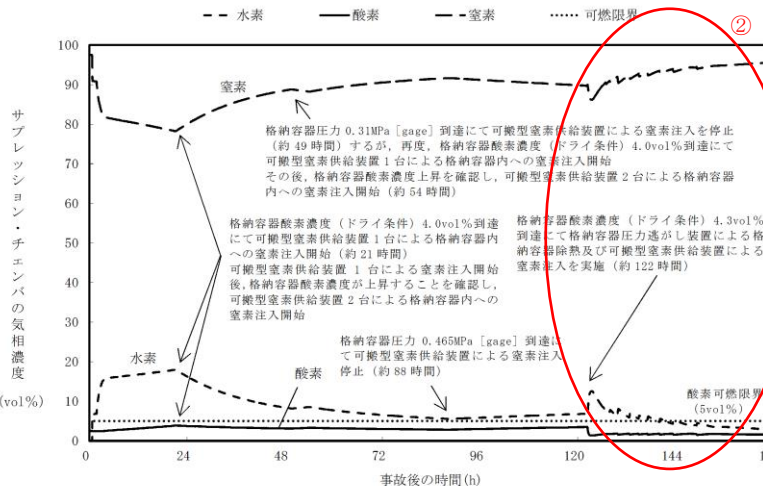


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



第3図 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)



第4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)

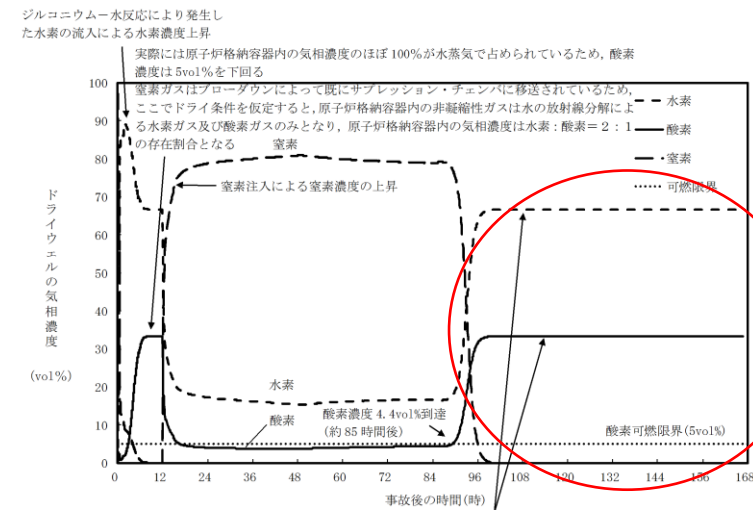


図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

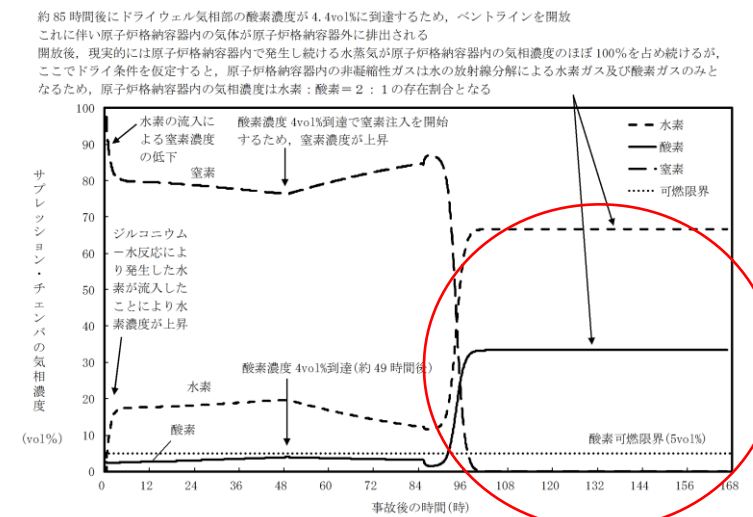
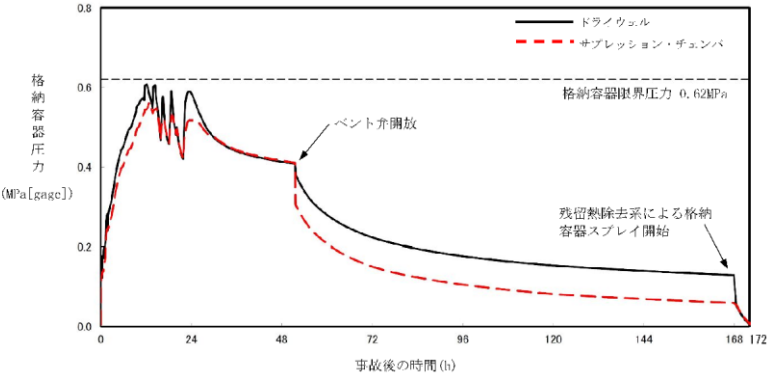
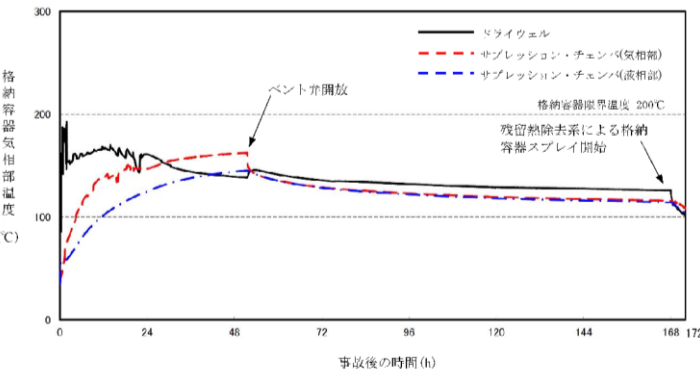


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

・解析結果の相違
【東海第二】
 ①島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

②島根2号炉及び柏崎6/7は、格納容器ベント実施時に、原子炉格納容器内への窒素注入を実施していないため、ドライ条件の可燃性ガス濃度は、ほぼ水の放射線分解による水素と酸素の濃度比率となるが、東海第二では、窒素注入を実施しているため、水素と酸素だけではなく窒素も存在している。

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="379 619 682 651">図7 格納容器圧力の推移</p> <p data-bbox="163 661 905 745">(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 スプレイ(954m³/h)を連続で実施)</p>			<p data-bbox="2537 262 2700 294">・運用の相違</p> <p data-bbox="2537 304 2671 336">【柏崎6/7】</p> <p data-bbox="2537 346 2819 651">島根2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は5 vol%を超えない。</p>
 <p data-bbox="341 1291 727 1323">図8 格納容器気相部温度の推移</p> <p data-bbox="163 1333 905 1417">(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 スプレイ(954m³/h)を連続で実施)</p>			

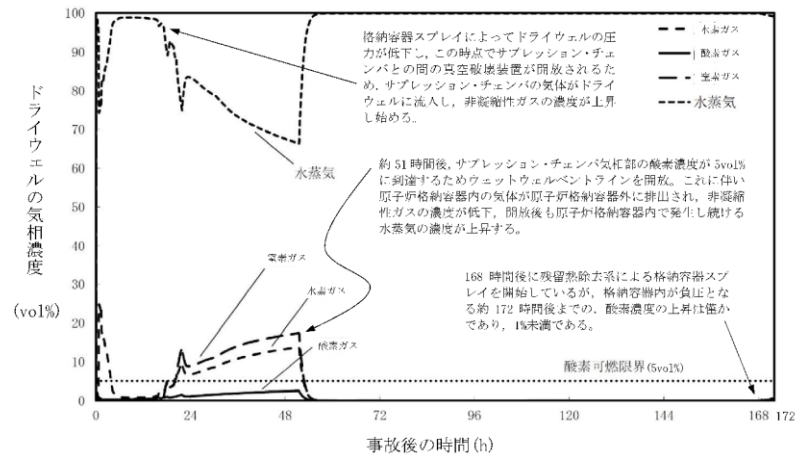


図9 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

(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)

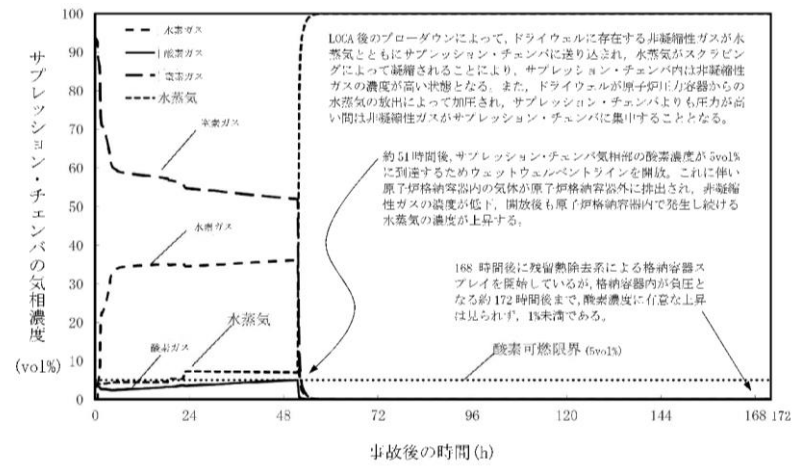


図10 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

(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)

・運用の相違
【柏崎 6/7】
島根 2号炉は、ドライ条件の酸素濃度が可燃領域に到達するよりも前に格納容器ベントを実施するため、ドライ条件の酸素濃度は 5 vol% を超えない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.2</p> <p style="text-align: center;">水の放射線分解の評価について</p> <p>1. 水の放射線分解の考慮</p> <p>水がγ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H(水素原子)、OHラジカル、e_{aq}⁻(水和電子)、HO₂ラジカル、H⁺(水素イオン)及び分子生成物のH₂、H₂O₂(過酸化水素)を生じる。また、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、H₂がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解によって生成される。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \rightarrow \text{H} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式①}$ $\text{H} + \text{H}_2\text{O}_2 \rightarrow \text{OH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式②}$ $\text{H} + \text{OH} \rightarrow \text{H}_2\text{O} \quad \text{式③}$ <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉は、運転中、格納容器内が窒素ガスで置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応やコア・コンクリート反応等、水素ガスについては多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。</p> <p>以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。</p> <p>2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算</p> <p>水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.1</p> <p style="text-align: center;">水の放射線分解の評価について</p> <p>1. 水の放射線分解の考慮</p> <p>水がガンマ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H(水素原子)、OHラジカル、e_{aq}⁻(水和電子)、HO₂ラジカル、H⁺(水素イオン)及び分子生成物のH₂、H₂O₂(過酸化水素)を生じる。また、これらの反応と並行して以下の化学反応が生じ、H₂がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素は過酸化水素の分解によって生成される。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \rightarrow \text{H} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式①}$ $\text{H} + \text{H}_2\text{O}_2 \rightarrow \text{OH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式②}$ $\text{H} + \text{OH} \rightarrow \text{H}_2\text{O} \quad \text{式③}$ <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素及び酸素の生成をモデル化している。</p> <p>東海第二発電所は、運転中、格納容器内が窒素で置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応や溶融炉心・コンクリート相互作用等、水素については多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素に関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素に関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。</p> <p>以下では、この酸素の支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。</p> <p>2. 水の放射線分解による水素及び酸素量の計算</p> <p>水の放射線分解による水素及び酸素の生成量は以下の式(1)で算出している。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.2</p> <p style="text-align: center;">水の放射線分解の評価について</p> <p>1. 水の放射線分解の考慮</p> <p>水がγ線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H(水素原子)、OHラジカル、e_{aq}⁻(水和電子)、HO₂ラジカル、H⁺(水素イオン)及び分子生成物のH₂、H₂O₂(過酸化水素)を生じる。また、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、H₂がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解によって生成される。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \rightarrow \text{H} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式①}$ $\text{H} + \text{H}_2\text{O}_2 \rightarrow \text{OH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式②}$ $\text{H} + \text{OH} \rightarrow \text{H}_2\text{O} \quad \text{式③}$ <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。</p> <p>島根原子力発電所2号炉は、運転中、原子炉格納容器内が窒素ガスで置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応やコア・コンクリート反応等、水素ガスについては多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、原子炉格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。</p> <p>以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。</p> <p>2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算</p> <p>水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。</p>	<p>(本添付資料は、電力共同研究の成果等をまとめた内容であることから、実質的な相違なし)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.60 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$ <p>式(1)のパラメータは以下のとおり。</p> <p>Δn : 水の放射線分解による水素(酸素) ガス発生量 [mol] Q_{decay} : 崩壊熱 [W] E : 放射線吸収割合 [-] - 炉内 : β 線, γ 線ともに 0.1 - 炉外の FP : β 線, γ 線ともに 1 G : 実効 G 値 [分子/100eV] - 水素 : $G(H_2) = 0.06$ - 酸素 : $G(O_2) = 0.03$ Δt : タイムステップ [sec]</p> <p>放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約 1% となったことから、これを保守的に考慮して 10% とした。また、炉外の FP については水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの 100% が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]</p> <p>今回は β 線及び γ 線を考慮の対象とし、α 線については考慮の対象としていない。α 線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、α 線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究(以下「電共研」という。)において求めた G 値を用いているが、これは γ 線源による照射によって得られた実験結果である。β 線は γ 線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、γ 線源による実験結果の G 値を β 線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>放射線の吸収エネルギー 100eV 当りに生成する原子・分子数を G 値と呼ぶ。G 値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期 G 値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る等の化学反応の効果を考慮した実効 G 値がある。</p>	$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad \text{式 (1)}$ <p>式 (1) のパラメータは以下のとおり。</p> <p>Δn : 水の放射線分解による水素 (酸素) 発生量[mol] Q_{decay} : 崩壊熱[W] E : 放射線吸収割合[-] - サプレッション・プール以外の FP : ベータ線, ガンマ線ともに 0.1 - サプレッション・プール内の FP : ベータ線, ガンマ線ともに 1 G : 実効 G 値[分子/100eV] - 水素 : $G(H_2) = 0.06$ - 酸素 : $G(O_2) = 0.03$ Δt : タイムステップ[sec]</p> <p>放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約 1% となったことから、これを保守的に考慮して 10% とした。また、炉外の FP については水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの 100% が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]</p> <p>今回はベータ線及びガンマ線を考慮の対象とし、アルファ線については考慮の対象としていない。アルファ線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、アルファ線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究(以下「電共研」という。)において求めた G 値を用いているが、これはガンマ線源による照射によって得られた実験結果である。ベータ線はガンマ線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、ガンマ線源による実験結果の G 値をベータ線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>放射線の吸収エネルギー 100eV 当りに生成する原子・分子数を G 値と呼ぶ。G 値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期 G 値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実効 G 値がある。</p>	$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$ <p>式(1)のパラメータは以下のとおり。</p> <p>Δn : 水の放射線分解による水素 (酸素) ガス発生量[mol] Q_{decay} : 崩壊熱[W] E : 放射線吸収割合[-] - 炉内 : β 線, γ 線ともに 0.1 - 炉外の FP : β 線, γ 線ともに 1 G : 実効 G 値[分子/100eV] - 水素 : $G(H_2) = 0.06$ - 酸素 : $G(O_2) = 0.03$ Δt : タイムステップ[sec]</p> <p>放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約 1% となったことから、これを保守的に考慮して 10% とした。また、炉外の FP については水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの 100% が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]</p> <p>今回は β 線及び γ 線を考慮の対象とし、α 線については考慮の対象としていない。α 線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、α 線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究(以下、「電共研」という。)において求めた G 値を用いているが、これは γ 線源による照射によって得られた実験結果である。β 線は γ 線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、γ 線源による実験結果の G 値を β 線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>放射線の吸収エネルギー 100eV あたりに生成する原子・分子数を G 値と呼ぶ。G 値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期 G 値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実効 G 値がある。</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。これについては次項に示す。</p> <p>3. 実効G値の設定について</p> <p>3.1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果^[2]</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」^[2]の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、ジルコニウム-水反応割合は5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。</p> <p>実効G値は吸収線量が10×10^3 Gyでの傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約1.4時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約1.4時間後の実効G値を本評価で用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>3.2 実効G値に影響を及ぼす因子</p> <p>水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OHラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このときOHラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効G値はこれらの因子によって変化する。</p> <p>実効G値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液</p>	<p>照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度の水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切であると考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。</p> <p>【比較のため、「添付資料3.4.2」の一部を記載】</p> <p>2.2 基本実験の実機への適用性</p> <p><u>基本実験において評価したG値を用いるに当たり、実験条件(重大事故条件のうち非沸騰)と実機条件を比較した確認結果を第3表及び第4表に示す。</u></p> <p><u>第3表では、各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響を評価しており、実験条件は実機で想定されるシビアアクシデント環境を考慮した場合においても評価結果に与える影響は軽微であることを確認している。</u></p> <p>・<u>吸収線量については、水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり^{[2][5]}、酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する1×10^4 Gyで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(第9図参照)</u></p>	<p>照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。原子炉格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。これについては次項に示す。</p> <p>3. 実効G値の設定について</p> <p>3.1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果^[2]</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」^[2]の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の原子炉格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、ジルコニウム-水反応割合は5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。</p> <p>実効G値は吸収線量が1×10^4 Gyでの傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約1.5時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約1.5時間後の実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>3.2 実効G値に影響を及ぼす因子</p> <p>水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OHラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このときOHラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効G値はこれらの因子によって変化する。</p> <p>実効G値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】型式や解析条件等の相違により異なる。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>移行速度(沸騰, 非沸騰の違い)といった物理的因子がある。</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また, 電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。</p> <p>(1) よう素の影響</p> <p>体系中によう素等の不純物が存在すると, 以下の化学反応が生じ, OHラジカルがOH⁻となるため, OHラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し, 水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され, 酸素ガスの生成量が增大するものと考えられる。</p> $I^{\cdot} + OH \rightarrow I + OH^{\cdot} \quad \text{式④}$ <p>水中のよう素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図2に示す。液相単相条件下において, よう素イオン濃度は炉心インベントリの0~100%に相当する濃度とした。図2のとおり, 水中のよう素イオン濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が高い。</p> <p>よう素以外の不純物として, ほう素, 鉄, 銅を添加した場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3のとおり, 不純物の添加による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。</p> <p>以上の結果から, よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(2) 溶存水素濃度の影響</p> <p>液相中の水素濃度が増加すると, OHラジカルを介した再結合反応が進み, その結果, 水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。</p> <p>水中の水素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4に示す。液相単相条件下において, 初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図4のとおり, 水中の水素濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。</p> <p>したがって, 水の放射線分解が進行し, 液相中の水素濃度が上昇すると実効G値は徐々に減少すると考えられる。また, ジルコ</p>	<p>・<u>よう素放出割合については, 水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり^{[2][6]}, 酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。しかしながら, 第10図を参照すると, 左記の程度の割合の相違であれば, G値(測定データの傾き)に大きな違いは現れないと考えられることから, 有効性評価において, 電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。</u></p> <p>・<u>ジルコニウム-水反応割合(溶存水素濃度)については, 水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり^{[2][4]}, 酸素についても同様の傾向であることを確認している^[2]。このことから, ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(第11図参照)</u></p>	<p>移行速度(沸騰, 非沸騰の違い)といった物理的因子がある。</p> <p>本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また, 電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。</p> <p>(1) よう素の影響</p> <p>体系中によう素等の不純物が存在すると, 以下の化学反応が生じ, OHラジカルがOH⁻となるため, OHラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し, 水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され, 酸素ガスの生成量が增大するものと考えられる。</p> $I^{\cdot} + OH \rightarrow I + OH^{\cdot} \quad \text{式④}$ <p>水中のよう素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図2に示す。液相単相条件下において, よう素イオン濃度は炉心インベントリの0~100%に相当する濃度とした。図2のとおり, 水中のよう素イオン濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が高い。</p> <p>よう素以外の不純物として, ほう素, 鉄, 銅を添加した場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3のとおり, 不純物の添加による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。</p> <p>以上の結果から, よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(2) 溶存水素濃度の影響</p> <p>液相中の水素濃度が増加すると, OHラジカルを介した再結合反応が進み, その結果, 水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。</p> <p>水中の水素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4に示す。液相単相条件下において, 初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図4のとおり, 水中の水素濃度が高いほど, 吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。</p> <p>したがって, 水の放射線分解が進行し, 液相中の水素濃度が上昇すると実効G値は徐々に減少すると考えられる。また, ジルコ</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ニウム-水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効G値は減少すると考えられる。</p> <p>よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム-水反応割合5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(3) 初期酸素濃度の影響</p> <p>初期酸素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効G値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。</p> <p>(4) 沸騰、非沸騰状態の影響</p> <p>非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。</p> <p>沸騰状態における酸素濃度の変化を図5に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図5のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合は極めて低い。</p> <p>上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効G値を採用することは妥当と考える。</p> <p>(5) 温度の影響</p> <p>温度を室温(25°C)から45°Cまで变化させた場合の酸素濃度の変化を図6に示す。図6のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効G値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験^[2]でも、図7のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されている</p>	<p>・初期酸素濃度については、<u>少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える^[2]。(第12図参照)</u></p> <p>・沸騰・非沸騰については、<u>沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える^[2]。(第13図参照)</u></p> <p>・温度については、<u>温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える^{[2][5]}。(第14図参照)</u></p>	<p>ニウム-水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効G値は減少すると考えられる。</p> <p>よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム-水反応割合5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。</p> <p>(3) 初期酸素濃度の影響</p> <p>初期酸素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効G値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。</p> <p>(4) 沸騰、非沸騰状態の影響</p> <p>非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。</p> <p>沸騰状態における酸素濃度の変化を図5に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム-水反応割合が5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図5のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合は極めて低い。</p> <p>上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効G値を採用することは妥当と考える。</p> <p>(5) 温度の影響</p> <p>温度を室温(25°C)から70°Cまで变化させた場合の酸素濃度の変化を図6に示す。図6のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効G値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験^[3]でも、図7のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されてい</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>(6) pHの影響</p> <p>pHを4, 6.5, 10とした場合の酸素濃度の変化を図8に示す。図8からは、中性環境下で酸素ガスの実効G値は僅かに小さい傾向を示していることが分かる。^[2]しかしながら、その傾きの違いは僅かであることから、中性条件下の試験で求めた実効G値を用いることに問題はないと考える。</p> <p>3. 3 実効G値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果^[1]</p> <p>電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」^[1]では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図9, 10のとおり、実効G値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場ではOHラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためである。</p> $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{OH} + \text{OH} \rightarrow \text{CH}_3\text{CHOH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式⑤}$ $\text{CH}_3\text{CHOH} + \text{O}_2 \rightarrow \text{CH}_3\text{COH} + \text{HO}_2 \quad \text{式⑥}$ <p>その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表2に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OHラジカルの反応速度の観点から、実効G値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから、ヨウ素イオンで不純物を代表させている。</p> <p>4. 格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法</p> <p>放射線分解を考慮した格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の酸素・水素濃度の評価の流れを図11に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAP解析から得られる各コンパートメントの窒素ガスモル数 	<p>・pHについては、中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える^[2]。(第15図参照)</p> <p>第4表では、シビアアクシデント環境下で発生し得る不純物の影響について評価を行い、G値への影響が軽微であることを確認している。</p> <p>・金属イオン等(Fe, Cu, B)については、よう素存在条件下において、金属イオン等(Fe, Cu, B)が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない^[2]。(第12図参照)</p> <p>・ホウ酸については、水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい^[2]。</p> <p>・コンクリートについては、安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO₂が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい^{[2][4]}。</p> <p>・有機物については、酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する^[4]。(第16, 17図参照)</p> <p>以上から、格納容器破損防止対策の有効性評価において、基本実験において評価したG値を用いることは妥当であると判断した。</p> <p>【ここまで】</p> <p>3. 格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法</p> <p>放射線分解を考慮した格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを第1図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAP解析から得られるドライウェル及びサブプレッショ 	<p>る。</p> <p>本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。</p> <p>(6) pHの影響</p> <p>pHを4, 6.5, 10とした場合の酸素濃度の変化を図8に示す。図8からは、中性環境下で酸素ガスの実効G値はわずかに小さい傾向を示していることが分かる。^[2]しかしながら、その傾きの違いはわずかであることから、中性条件下の試験で求めた実効G値を用いることに問題はないと考える。</p> <p>3. 3 実効G値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果^[1]</p> <p>電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」^[1]では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図9, 10のとおり、実効G値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場ではOHラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためである。</p> $\text{CH}_3\text{CH}_2\text{OH} + \text{OH} \rightarrow \text{CH}_3\text{CHOH} + \text{H}_2\text{O} \quad \text{式⑤}$ $\text{CH}_3\text{CHOH} + \text{O}_2 \rightarrow \text{CH}_3\text{COH} + \text{HO}_2 \quad \text{式⑥}$ <p>その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表2に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OHラジカルの反応速度の観点から、実効G値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから、ヨウ素イオンで不純物を代表させている。</p> <p>4. 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法</p> <p>放射線分解を考慮した原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを図11に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAP解析から得られるドライウェル及びサブプレッショ 	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>から、格納容器の初期酸素濃度を <u>3.5vol%</u>としたときの酸素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 各コンパートメントにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。 上記を重ね合わせるにより、格納容器内の気相濃度を計算する。 <p>5. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR 電力共同研究平成 12 年 3 月</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究 昭和 63 年 3 月</p> <p>[3] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM- 2412Part VIII (1970).</p> <p>[4] Parczewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U.S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug. (1984).</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>ン・チェンバの窒素モル数から、格納容器の初期酸素濃度を <u>2.5vol%</u>とした時の酸素モル数と窒素モル数を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素発生量と水素発生量を計算する。 水の放射線分解によって生成する水素及び酸素については、MAAP結果に基づいてドライウエルとサプレッション・チェンバ間のベント管を介した移行量を評価し、移行量に応じてドライウエルとサプレッション・チェンバに分配する。 上記を重ね合わせるにより、格納容器内の気相濃度を計算する。 <p>4. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月</p>	<p>ン・チェンバの窒素ガスモル数から、原子炉格納容器の初期酸素濃度を <u>2.5vol%</u>としたときの酸素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。 水の放射線分解によって生成する水素ガス及び酸素ガスについては、MAAP結果に基づいてドライウエルとサプレッション・チェンバ間の移行量を評価し、移行量に応じてドライウエルとサプレッション・チェンバに分配する。 上記を重ね合わせるにより、原子炉格納容器内の気相濃度を計算する。 <p>5. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月</p> <p>[2] 「事故時放射線分解に関する研究」(BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月)</p> <p>[3] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970) .</p> <p>[4] Przewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U.S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug (1984) .</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>・解析条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・解析条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2 号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉格納容器内に窒素を注入していることから、水の放射線分解によって発生した水素及び酸素が、窒素の移行に応じて移行する条件としている。</p>

表 1 各種パラメータが酸素ガスの実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	今回申請における評価	酸素ガスの実効G値への影響と保守性
吸収線量	~1×10 ⁴ Gy	サブプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約 1.4 時間後に 1×10 ⁴ Gy を超える。	水素ガスの実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^{[2][3]} 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[2] 酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約 1.4 時間後の吸収線量に相当する(1×10 ⁴ Gy)で求めた実効G値を用いることは、保守的であり妥当と考える。(図 1 参照)
よう素放出割合 (立地審査指針における仮事故条件を設定)	50%	約 84%	水素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[2] しかしながら、図 2 を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは表れないと考えられることから、今回申請における評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合 (溶存水素濃度)	5.5%	約 16.6%	水素ガスの実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[2] このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図 4 参照)
初期酸素濃度	1.5vol%	3.5vol%	少なくとも初期酸素濃度数 vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。(図 3 参照) ^[2]
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サブプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素ガスの実効G値はほぼ 0 となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図 5 参照) ^[2]
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(図 6, 7 参照) ^{[2][3]}
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある	中性環境下では酸素ガスの実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える。(図 8 参照) ^[2]

【比較のため、添付資料 3.4.2 の一部を記載】

第 3 表 各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~1×10 ⁴ Gy	サブプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約 1.5 時間後に 1×10 ⁴ Gy を超える。	水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^{[2][3]} 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約 1.5 時間後の吸収線量に相当する 1×10 ⁴ Gy で求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(第 9 図参照)
よう素放出割合 (立地審査指針における仮事故条件を設定)	50%	約 64%	水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。しかしながら、第 10 図を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは現れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合 (溶存水素濃度)	5.5%	約 10.1%	水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^{[2][4]} 、酸素についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(第 11 図参照)
初期酸素濃度	1.5%	2.5%	少なくとも初期酸素濃度数 vol%程度では、初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える ^[2] 。(第 12 図参照)
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サブプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ 0 となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える ^[2] 。(第 13 図参照)
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える ^{[2][3]} 。(第 14 図参照)
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える ^[2] 。(第 15 図参照)

表 1 各種パラメータが酸素ガスの実効G値に与える影響

パラメータ	電共研の実験	有効性評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	~1×10 ⁴ Gy	サブプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約 1.5 時間後に 1×10 ⁴ Gy を超える。	水素ガスの実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり ^[2,3] 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。酸素濃度の長期(7日間)の推移を見る観点では、事象進展を考えた上で事象発生から約 1.5 時間後の吸収線量に相当する(1×10 ⁴ Gy)で求めた実効G値を用いることは、保守的であり妥当と考える。(図 1 参照)
よう素放出割合 (立地審査指針における仮事故条件を設定)	50%	約 79%	水素ガスの実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり ^[2,4] 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。しかしながら、図 2 を参照すると、左記の程度の割合の相違であれば、G値(測定データの傾き)に大きな違いは表れないと考えられることから、有効性評価において、電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウム-水反応割合 (溶存水素濃度)	5.5%	約 7.8%	水素ガスの実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり ^[2,4] 、酸素ガスの実効G値についても同様の傾向であることを確認している ^[2] 。このことから、ジルコニウム-水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図 4 参照)
初期酸素濃度	1.5vol%	2.5vol%	少なくとも初期酸素濃度数 vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。(図 3 参照) ^[2]
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サブプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素ガスの実効G値はほぼ 0 となる傾向がある。このことから、非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。(図 5 参照) ^[2]
温度	室温	室温以上	温度が高いほど、再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。(図 6, 7 参照) ^[2,3]
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値はわずかに小さい傾向を示すが、その差は小さい。このため、中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える。(図 8 参照) ^[2]

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)		東海第二発電所 (2018.9.12版)		島根原子力発電所 2号炉		備考						
表2 よう素以外の不純物が酸素の実効G値に与える影響		第4表 よう素以外の不純物が酸素の実効G値に与える影響		表2 よう素以外の不純物が酸素ガスの実効G値に与える影響								
物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響	物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響	物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素ガスの実効G値への影響	
金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物等	0 ~ 2 ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度や BWR プラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等(Fe, Cu, B)が添加された場合の結果からは、実効G値へ影響は見られない。[2] (図3参照)	金属イオン等 (Fe, Cu, B)	炉内構造物等	0~2ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度やBWRプラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の解析結果からは、実効G値への影響は見られない。[2] (第12図参照)	金属イオン等 (Fe, Cu)	炉内構造物等	0 ~ 2 ppm (TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度や BWR プラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定)	よう素存在条件下において、金属イオン等 (Fe, Cu, B) が添加された場合の結果からは、実効G値へ影響は見られない。[2] (図3参照)	
ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I 時の化学反応	約 1×10 ⁻³ mol/L (格納容器内での想定発生量と S/C 液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい。[2]	ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I 時の化学反応	約 1×10 ⁻³ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい。[2]	ホウ酸	制御棒材の酸化, MCC I 時の化学反応	約 1×10 ⁻³ mol/L (原子炉格納容器内での想定発生量と S/C 液相体積から概算)	水のpHに影響するが、pHの違いによる実効G値への影響は小さい。[2]	
コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい。[1,2]	コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないため、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい。[2][4]	コンクリート	主成分のSiO ₂ , CaO, Al ₂ O ₃ , MgOなどがMCCI時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し、水にはほとんど溶けないので、放射線分解への影響は小さい。また、MCCI時にCO ₂ が発生し水のpHに影響するが、pHの変化によるG値への影響は小さい。[1,2]	
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/L (格納容器内での想定発生量とS/C液相体積から概算)	酸素ガスを消費する反応に寄与し、実効G値を低減する。[1] (図9, 10参照)	有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/L (格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算)	酸素を消費する反応に寄与し、実効G値を低減する。[4] (第16, 17図参照)	有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10 ⁻⁶ mol/L (格納容器内での想定発生量とS/C液相体積から概算)	酸素ガスを消費する反応に寄与し、実効G値を低減する。[1] (図9, 10参照)	

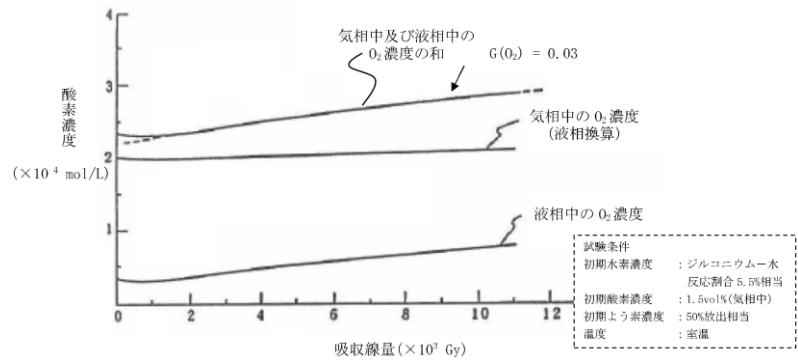


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果

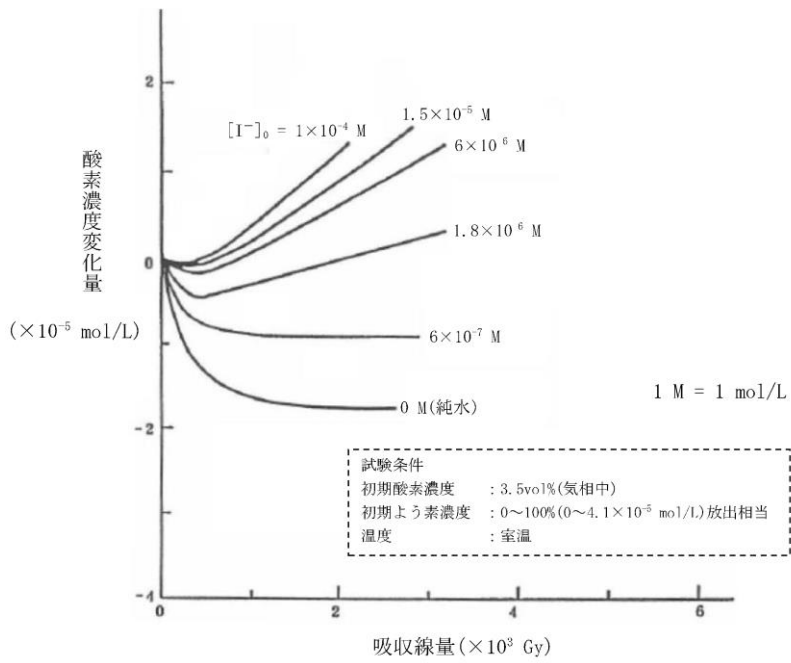
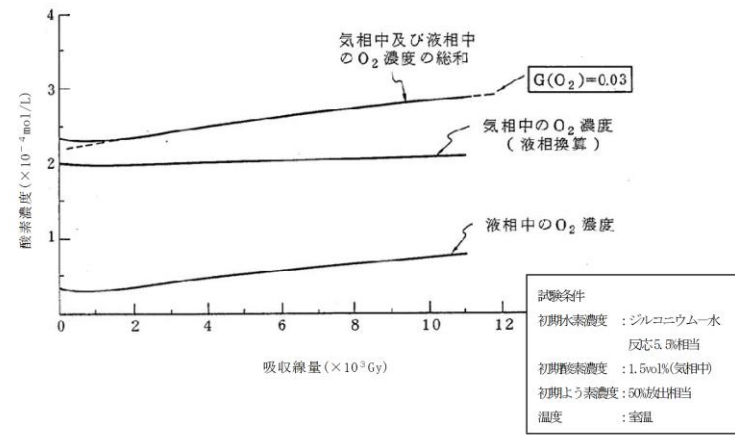
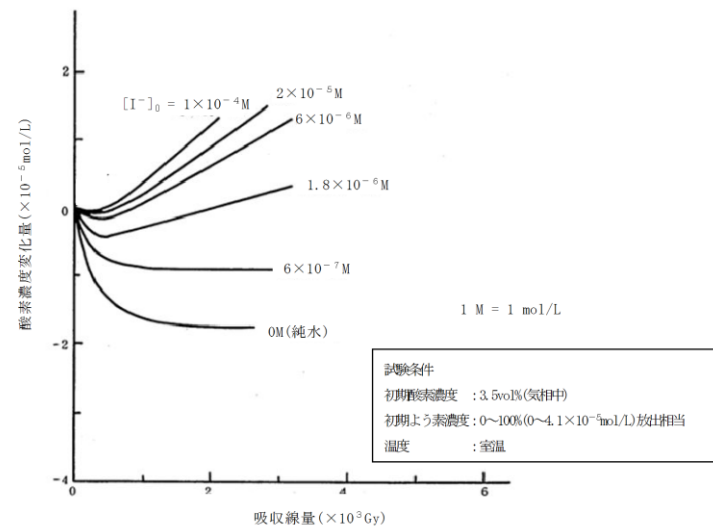


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)



第9図 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果



第10図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

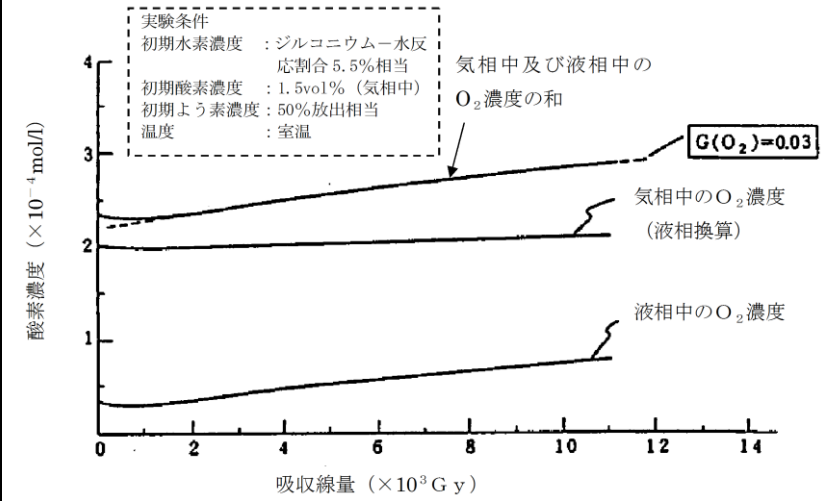


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果

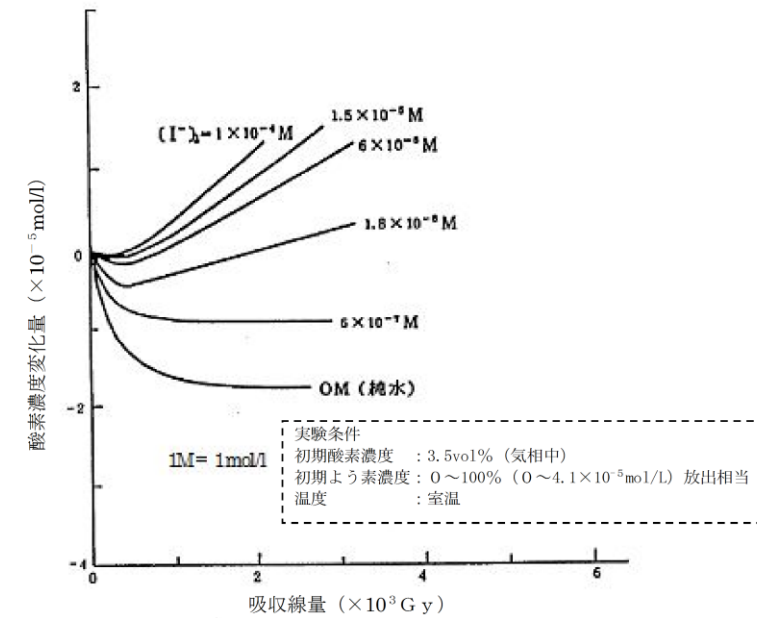


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

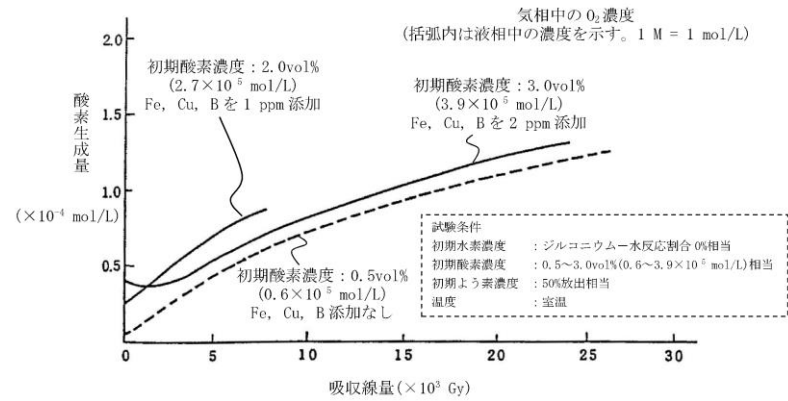


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

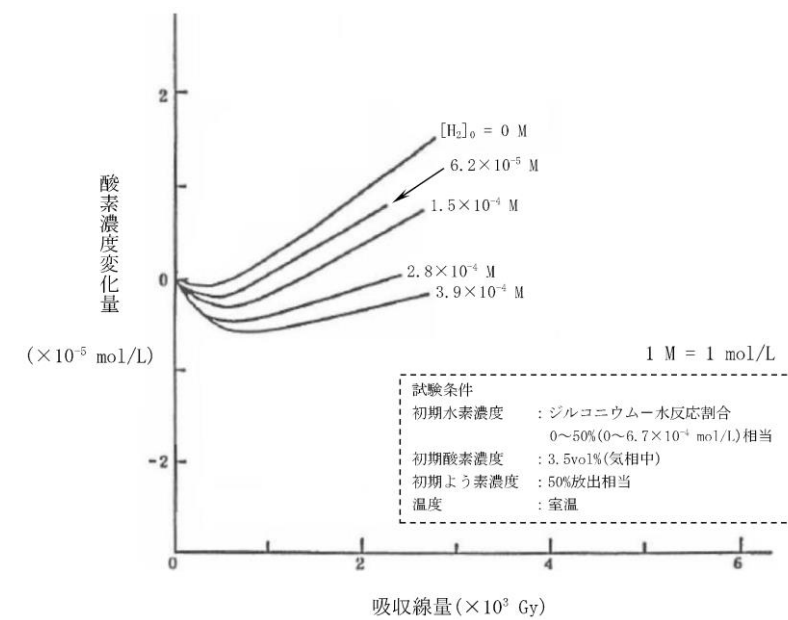
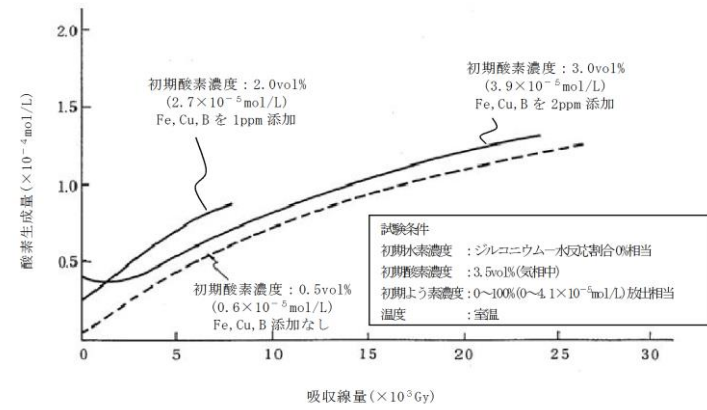
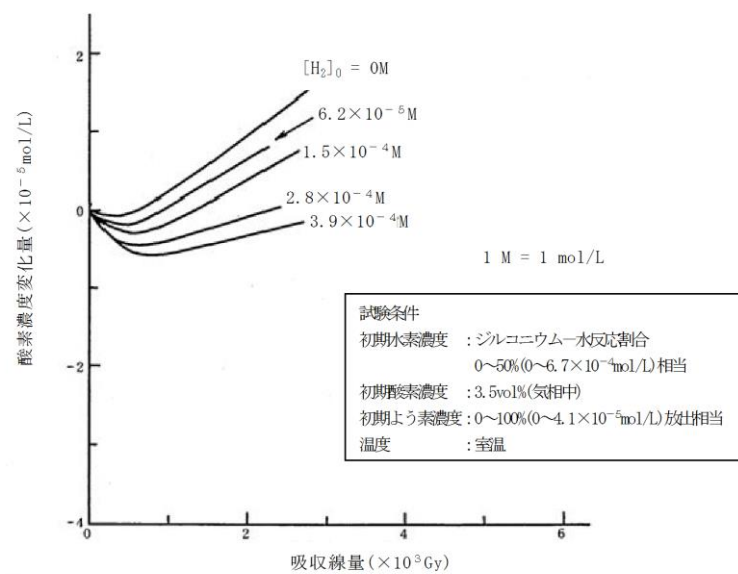


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)



第12図 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)



第11図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)

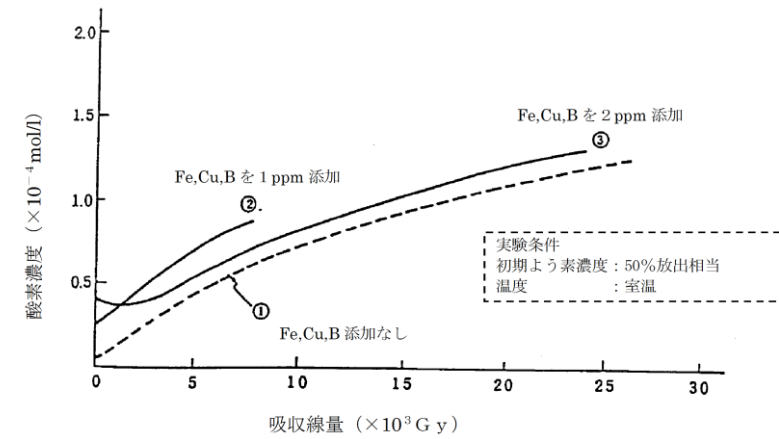


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

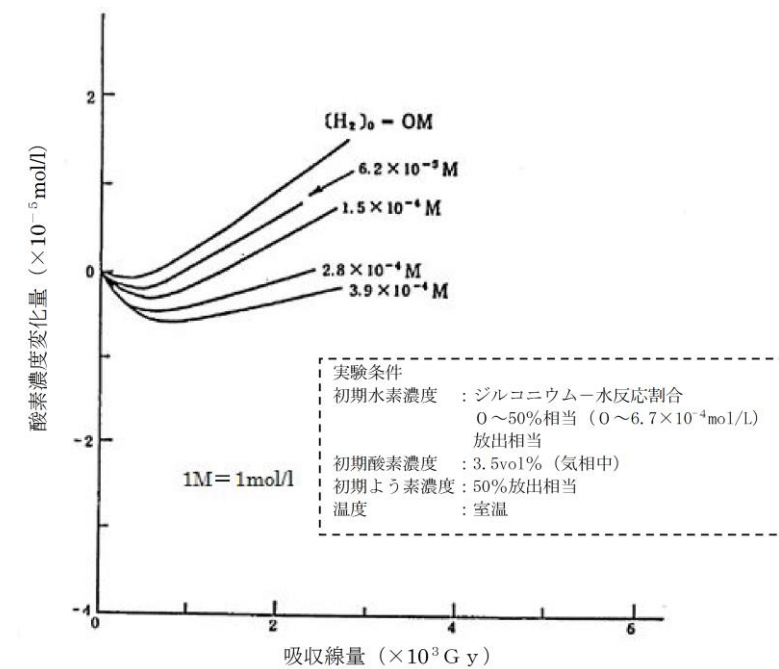


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)

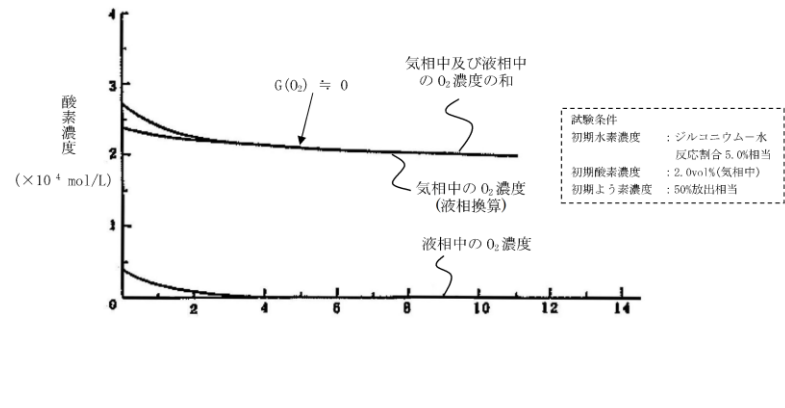
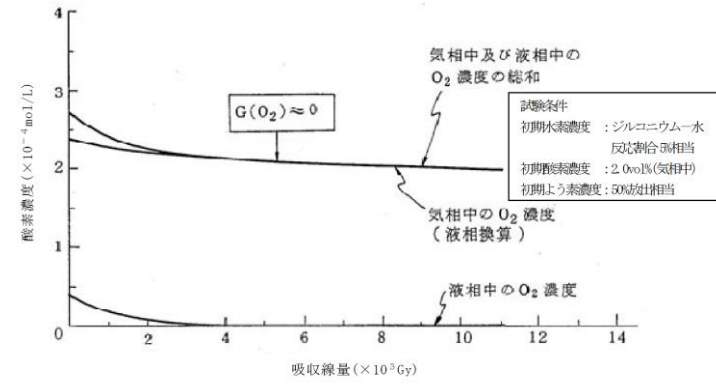


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)



第13図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)

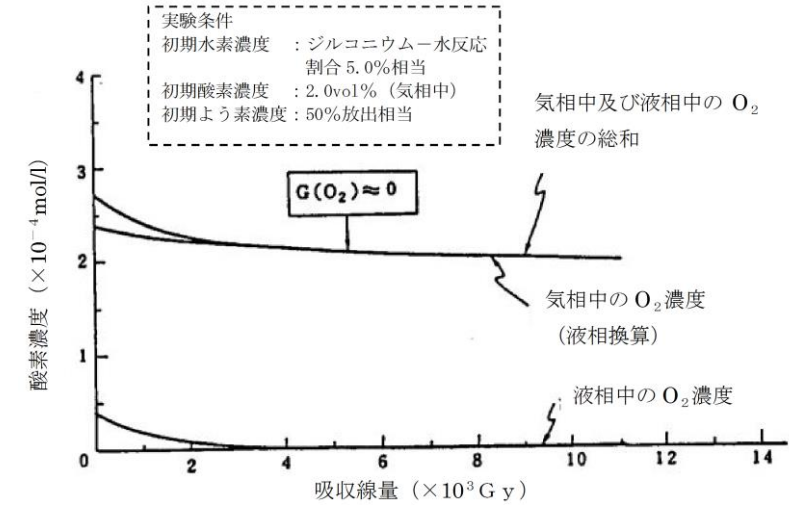


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)

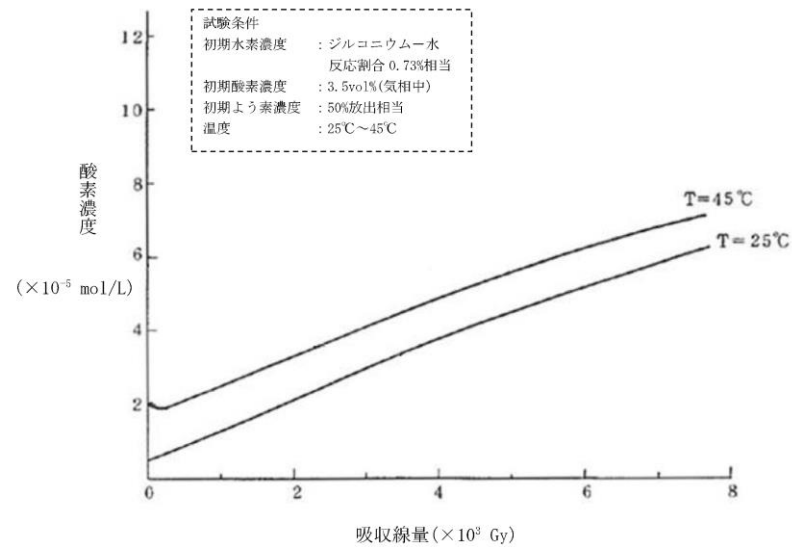
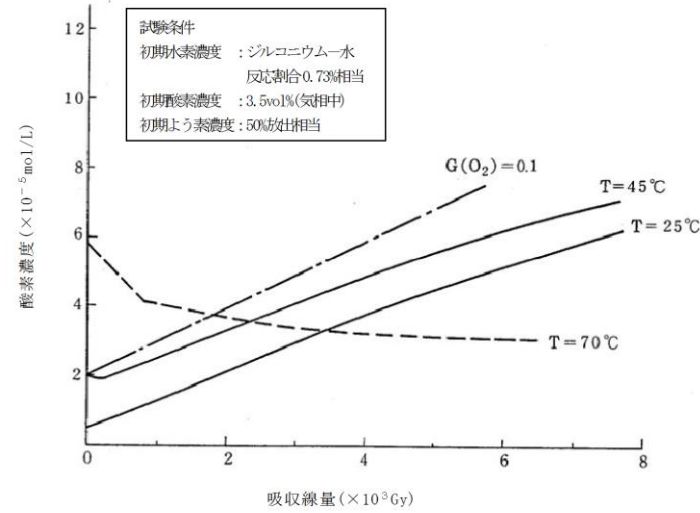


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係
(温度を変化させた場合)



第14図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係
(温度を変化させた場合)

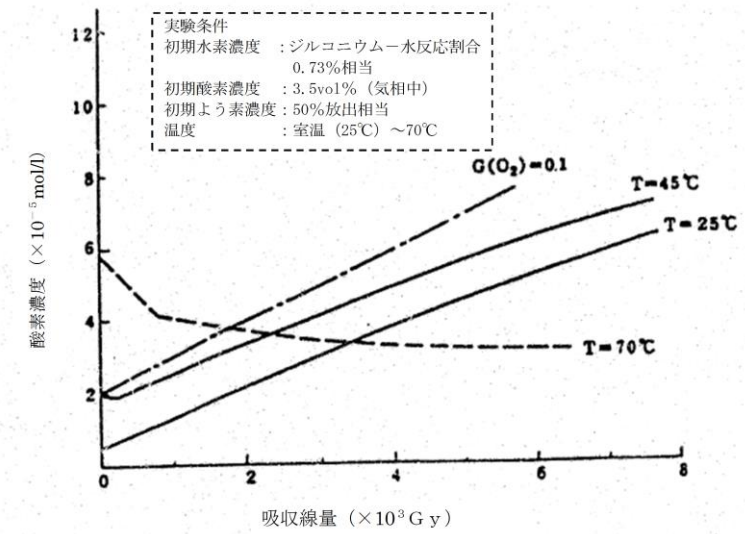


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係
(温度を変化させた場合)

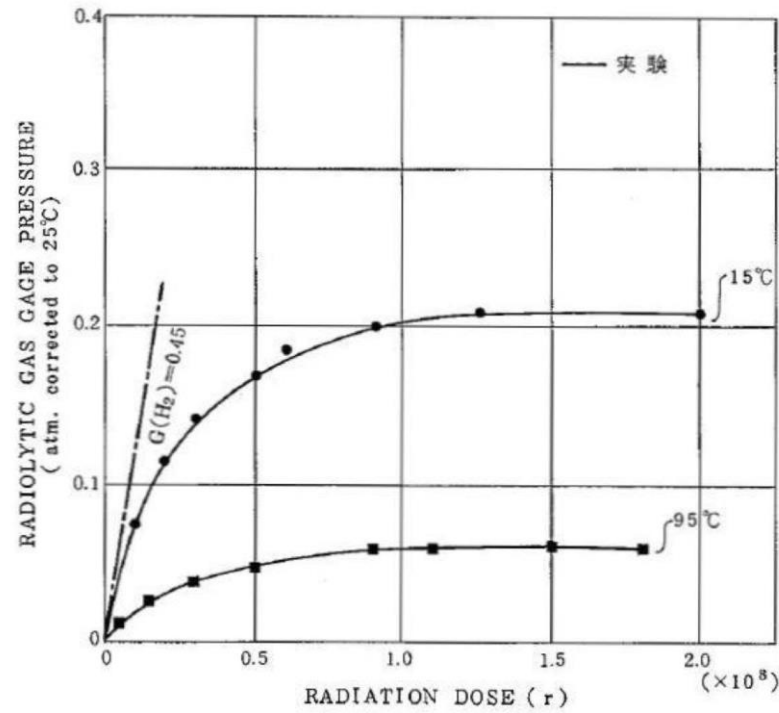


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係(温度を変化させた場合) - ORNL による試験

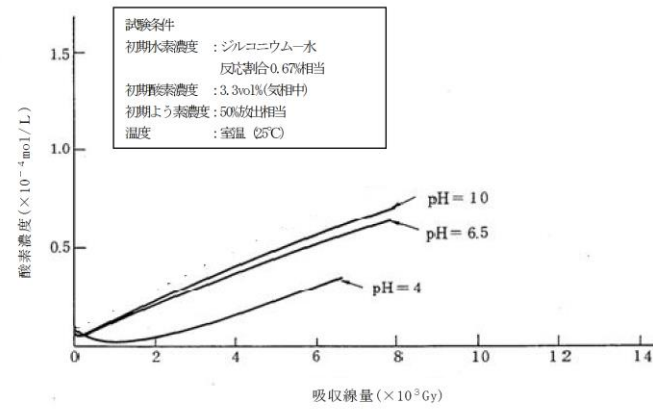


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pH を変化させた場合)

第15図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

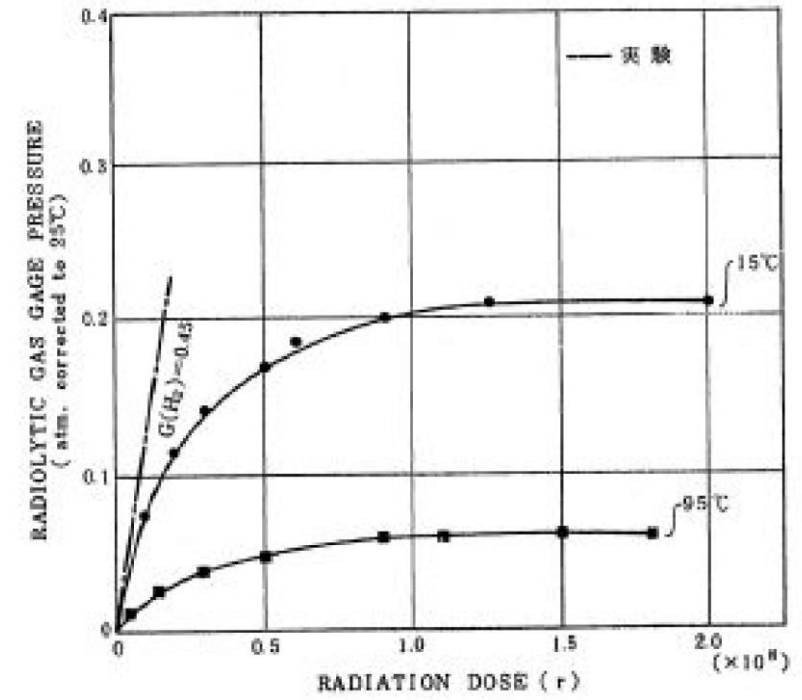


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合) -ORNL による試験

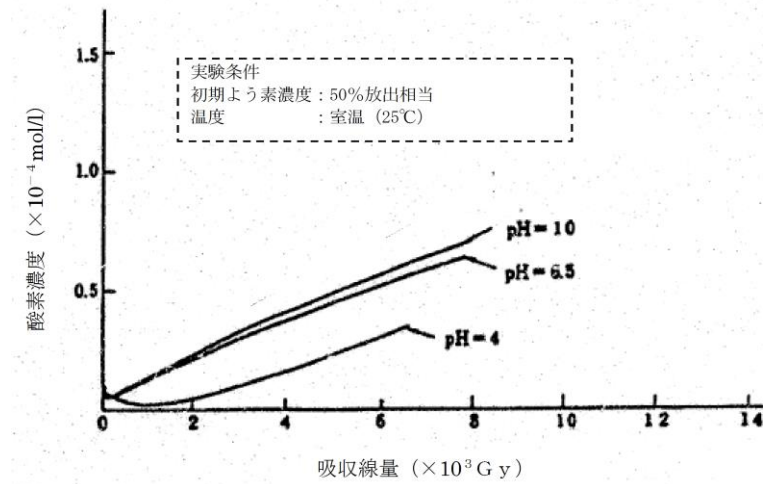


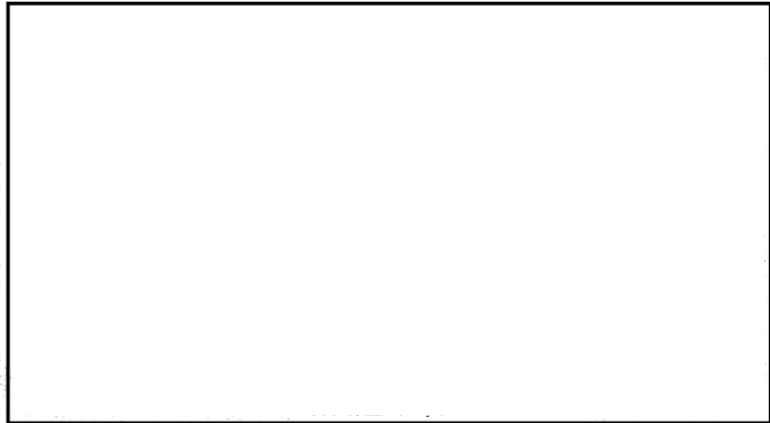


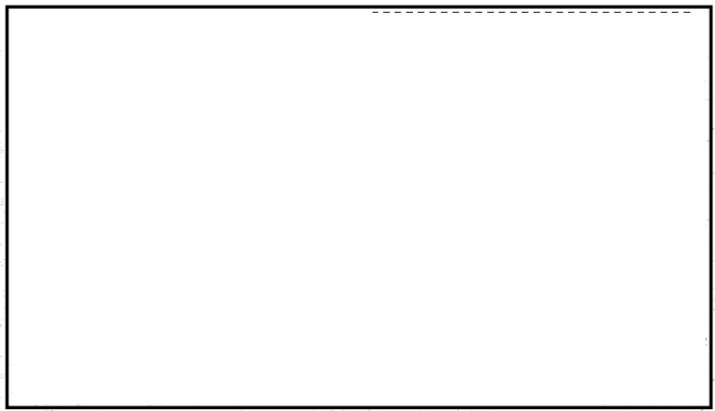


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
			
<p>図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加なし)</p>	<p>第16図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加なし)</p>	<p>図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加なし)</p>	
			
<p>図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加あり)</p>	<p>第17図 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加あり)</p>	<p>図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (エタノール添加あり)</p>	
	<p>【ここまで】</p>		

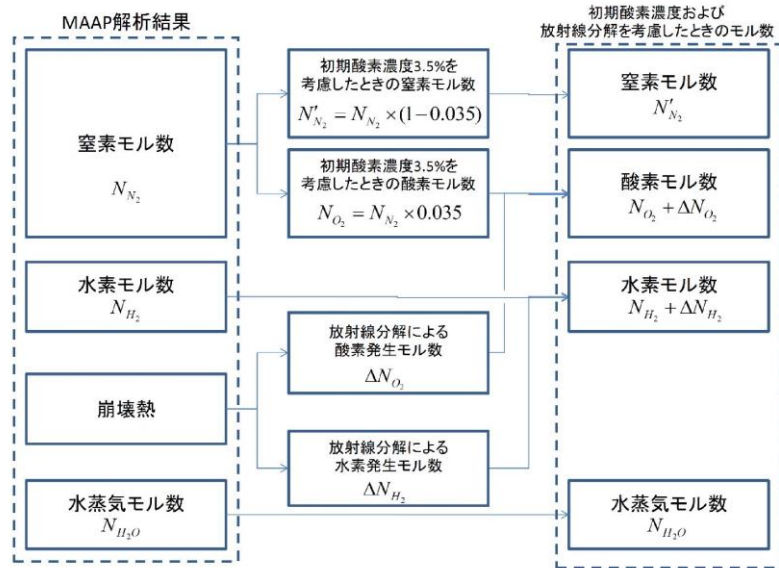
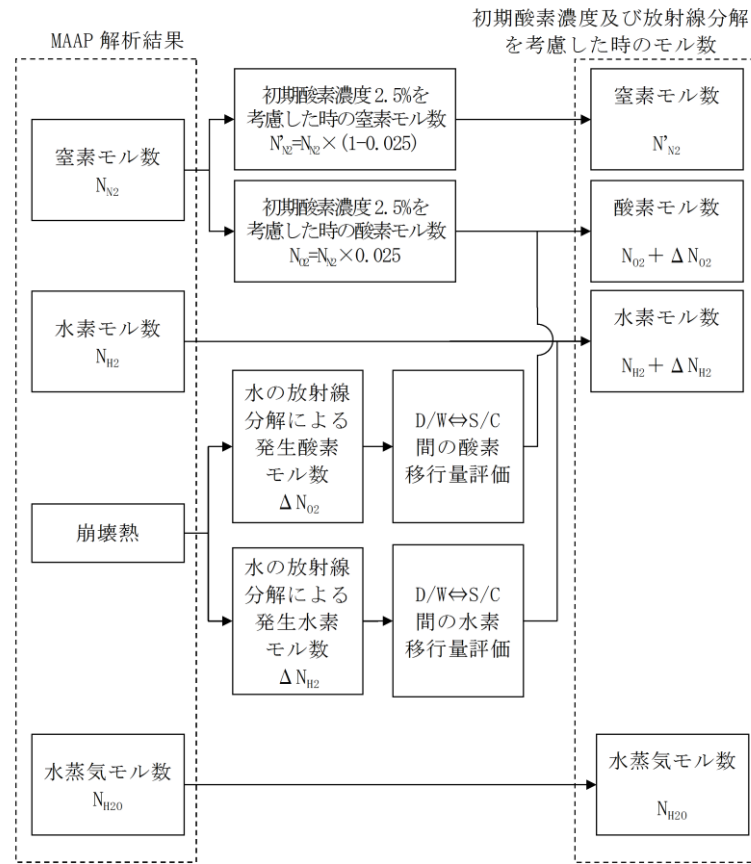


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図



第 1 図 水素・酸素濃度の評価フロー図

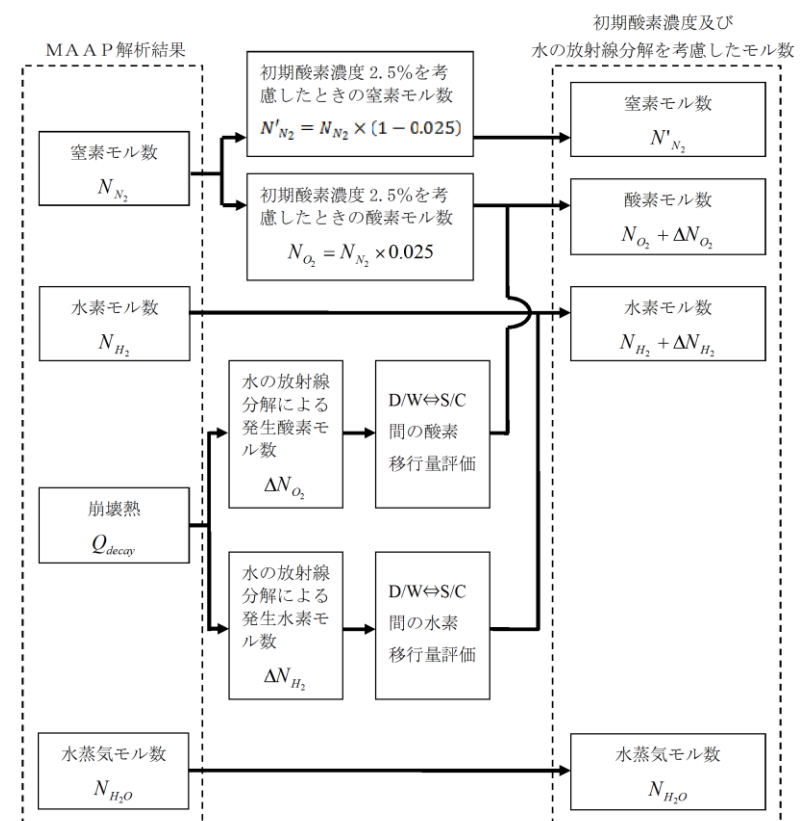


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

・解析条件の相違
【柏崎 6/7】
 島根 2号炉は、本評価事故シーケンスにおいて、原子炉格納容器内に窒素を注入していることから、水の放射線分解によって発生した水素及び酸素が、窒素の移行に応じて移行する条件としている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>水素燃焼時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：本評価では、事象発生から約 20 時間で代替原子炉補機冷却系を接続し、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (水素燃焼)</p> <p>「水素燃焼」時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>格納容器安定状態： 本評価では、事象発生から 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始するとともに、事象発生から約 84 時間後に可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を開始する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (水素燃焼)</p> <p>水素燃焼の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：本評価では、事象発生から約 10 時間で原子炉補機代替冷却系を接続し、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生から約 12 時間後に可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備、運用等の相違により原子炉格納容器除熱の開始時間が異なる。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の抑制は、S A 設備である可搬式窒素供給装置による窒素注入を実施することとしている。</p>
<p>【安定状態の維持について】</p> <p>本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度は事象発生から約 14 日後にサブプレッション・チェンバにおいて可燃限界に到達する。</p> <p>このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。</p>	<p>【安定状態の維持について】</p> <p>本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から約 46 日後にドライウエルにおいて 4.3vol% に到達する。</p> <p>このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び雰囲気温度の低下操作や格納容器内の窒素置換を試みる。これらの対応が困難であり、格納容器内の酸素濃度（ドライ条件）が 4.3vol% に到達する場合については、格納容器ベントにより、水素濃度及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。</p>	<p>【安定状態の維持について】</p> <p>本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から 100 日後時点における酸素濃度はドライ条件を仮定した場合であってもドライウエルで約 1.8vol%、サブプレッション・チェンバで約 4.2vol% であり、可燃限界に到達するのは事象発生から 100 日以降である。</p> <p>このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備、運用、解析条件等の相違により、酸素濃度の可燃限界（酸素ベント基準）到達時間が異なる。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、有効性評価上、可燃性ガスの可燃限界到達有無を確認している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水開始時間の評価結果への影響</p> <p>1. はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>70分後</u>としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。</p> <p>ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。</p> <p>2. 評価条件 今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合） ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>30分後</u>とした。<u>30分</u>は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。</p> <p>・<u>格納容器圧力制御の観点で評価上の必要が生じたため、格納容器スプレイの流量を 155m³/h とした。格納容器スプレイの流量をベースケースの 140 m³/h よりも増加させることで、水蒸気の凝縮及びサプレッション・チェンバ気相部容積の低下</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.6</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水開始時間の評価結果への影響について</p> <p>1. はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>25分後</u>としている。実際の事故対応においては、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、<u>水素発生量</u>が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素によって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。</p> <p>ここでは、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。</p> <p>2. 評価条件 <u>ベースケース</u>の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合） ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を<u>ベースケースより 10分早くし、事象発生から 15分後</u>とした。</p> <p><u>また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 10分早くし、事象発生から 80分後とした。10分は、今後のさらなる事故対応能力の改善等を見据えて設定した値である。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉注水開始時間の評価結果への影響</p> <p>1. はじめに 今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>30分後</u>としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、<u>水素ガス発生量</u>が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。</p> <p>ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。</p> <p>2. 評価条件 <u>今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）</u>の評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほかの評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合） ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から <u>25分後</u>とした。<u>25分</u>は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 設備、運用等の相違により原子炉注水開始時間が異なる。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 感度解析における原子炉格納容器除熱の開始時間の設定は各プラントで異なる。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、原子炉注水開始時刻以外の解</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>が考えられるが、酸素濃度の評価の観点では保守的な結果を与えると考えられる。</u></p> <p>(2) 感度解析 2 (注水開始時刻が遅れる場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器への注水開始時刻をベースケースから <u>20分</u> 遅延することとし、事象発生から <u>90分後</u> とした。 <p><u>20分</u>は、原子炉压力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図8に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5vol%未満となった。</p> <p>4. まとめ</p> <p>原子炉压力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。</p> <p>このことから、実際の事故対応においては原子炉压力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(2) 感度解析 2 (注水開始時刻が遅れる場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器への注水開始時刻をベースケースから <u>25分</u> 遅延することとし、事象発生から <u>50分後</u> とした。 <p><u>また、代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより25分遅延することとし、事象発生から115分後とした。</u></p> <p><u>25分</u>は、原子炉压力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を第1図から第8図に示す。また、評価結果のまとめを第1表に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5vol%未満となった。</p> <p>4. まとめ</p> <p>原子炉压力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉压力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても、水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。</p>	<p>(2) 感度解析 2 (注水開始時刻が遅れる場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器への注水開始時刻をベースケースから <u>30分</u> 遅延することとし、事象発生から <u>60分後</u> とした。 <p><u>30分</u>は、原子炉压力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>評価結果を図1から図8に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5vol%未満となった。</p> <p>4. まとめ</p> <p>原子炉压力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉压力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。</p> <p style="text-align: right;"><u>以上</u></p>	<p>析条件はベースケースと同様。</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 感度解析における原子炉格納容器除熱の開始時間の設定は各プラントで異なる。 解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉注水開始時刻以外の解析条件はベースケースと同様。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																		
<p>表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水開始時刻</th> <th rowspan="2">評価項目</th> </tr> <tr> <th>感度解析1 (事象発生から30分後)</th> <th>感度解析2 (事象発生から90分後)</th> <th>ベースケース (事象発生から70分後)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合</td> <td>約 18.2%</td> <td>約 17.1%</td> <td>約 16.6%</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</td> <td>約 625kg</td> <td>約 587kg</td> <td>約 570kg</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (ドライウエル)</td> <td>約 2.2vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 2.6vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td rowspan="3">5vol% 以下</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)</td> <td>約 3.6vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目	感度解析1 (事象発生から30分後)	感度解析2 (事象発生から90分後)	ベースケース (事象発生から70分後)	全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 18.2%	約 17.1%	約 16.6%	-	ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 625kg	約 587kg	約 570kg	酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.2vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol% 以下	酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 3.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)					<p>第1表 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水開始時刻</th> <th rowspan="2">評価項目</th> </tr> <tr> <th>感度解析 1 (事象発生から 15 分後)</th> <th>感度解析 2 (事象発生から 50 分後)</th> <th>ベースケース (事象発生から 25 分後)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合</td> <td>約 15.3%</td> <td>約 7.6%</td> <td>約 10.1%</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>ジルコニウム-水反応による水素発生量</td> <td>約 481kg</td> <td>約 272kg</td> <td>約 325kg</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (ドライウエル)</td> <td>約 2.7vol% (約 0.1 時間)</td> <td>約 2.8vol% (約 76 時間)</td> <td>約 2.8vol% (約 107 時間)</td> <td rowspan="2">5vol% 未満</td> </tr> <tr> <td>酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)</td> <td>約 4.0vol% (約 72 時間)</td> <td>約 4.0vol% (約 58 時間)</td> <td>約 4.0vol% (約 84 時間)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目	感度解析 1 (事象発生から 15 分後)	感度解析 2 (事象発生から 50 分後)	ベースケース (事象発生から 25 分後)	全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 15.3%	約 7.6%	約 10.1%	-	ジルコニウム-水反応による水素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg	酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.7vol% (約 0.1 時間)	約 2.8vol% (約 76 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満	酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 4.0vol% (約 72 時間)	約 4.0vol% (約 58 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)	<p>表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水開始時刻</th> <th rowspan="2">評価項目</th> </tr> <tr> <th>感度解析 1 (事象発生から 25 分後)</th> <th>感度解析 2 (事象発生から 60 分後)</th> <th>ベースケース (事象発生から 30 分後)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合</td> <td>約 11.7%</td> <td>約 6.2%</td> <td>約 7.8%</td> <td rowspan="2">-</td> </tr> <tr> <td>ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</td> <td>約 293kg</td> <td>約 167kg</td> <td>約 198kg</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル酸素濃度 (ウェット条件)</td> <td>約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td rowspan="2">5 vol% 以下</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ酸素濃度 (ウェット条件)</td> <td>約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 2.1vol% (事象発生から 168 時間後)</td> <td>約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目	感度解析 1 (事象発生から 25 分後)	感度解析 2 (事象発生から 60 分後)	ベースケース (事象発生から 30 分後)	全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%	-	ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 293kg	約 167kg	約 198kg	ドライウエル酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol% 以下	サブプレッション・チェンバ酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
項目		原子炉圧力容器への注水開始時刻				評価項目																																																																															
	感度解析1 (事象発生から30分後)	感度解析2 (事象発生から90分後)	ベースケース (事象発生から70分後)																																																																																		
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 18.2%	約 17.1%	約 16.6%	-																																																																																	
ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 625kg	約 587kg	約 570kg																																																																																		
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.2vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.3vol% (事象発生から 168 時間後)	5vol% 以下																																																																																	
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 3.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.4vol% (事象発生から 168 時間後)																																																																																		
項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目																																																																																	
	感度解析 1 (事象発生から 15 分後)	感度解析 2 (事象発生から 50 分後)	ベースケース (事象発生から 25 分後)																																																																																		
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 15.3%	約 7.6%	約 10.1%	-																																																																																	
ジルコニウム-水反応による水素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg																																																																																		
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.7vol% (約 0.1 時間)	約 2.8vol% (約 76 時間)	約 2.8vol% (約 107 時間)	5vol% 未満																																																																																	
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)	約 4.0vol% (約 72 時間)	約 4.0vol% (約 58 時間)	約 4.0vol% (約 84 時間)																																																																																		
項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目																																																																																	
	感度解析 1 (事象発生から 25 分後)	感度解析 2 (事象発生から 60 分後)	ベースケース (事象発生から 30 分後)																																																																																		
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%	-																																																																																	
ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 293kg	約 167kg	約 198kg																																																																																		
ドライウエル酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol% 以下																																																																																	
サブプレッション・チェンバ酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168 時間後)	約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)																																																																																		

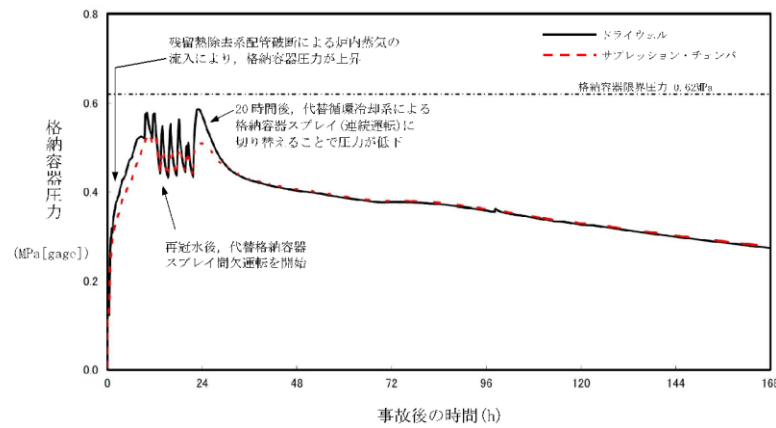


図1 格納容器圧力の推移 (感度解析1)

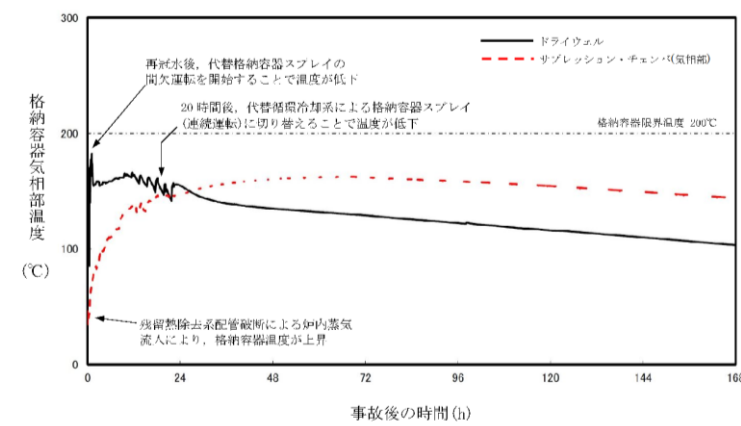
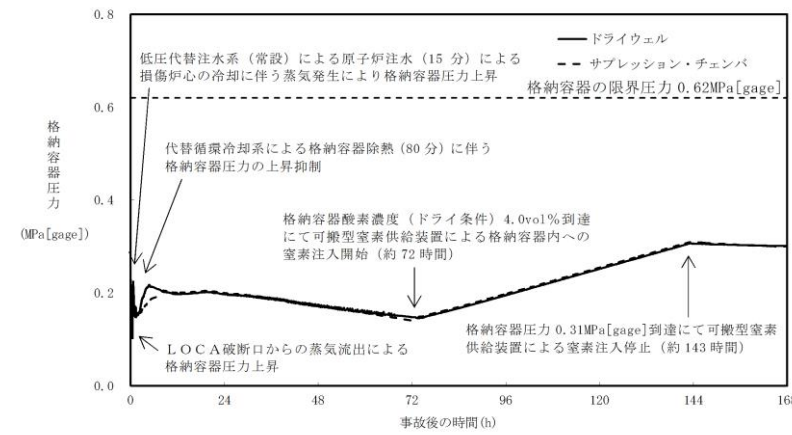
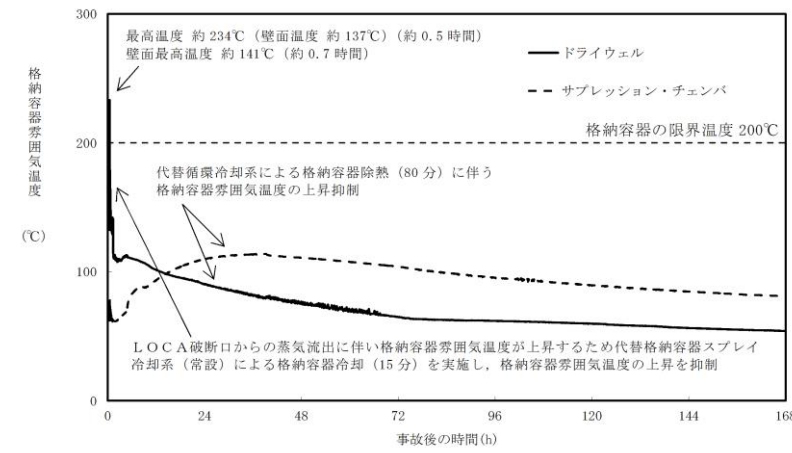


図2 格納容器気相部温度の推移 (感度解析1)



第1図 格納容器圧力の推移 (感度解析1)



第2図 格納容器雰囲気温度の推移 (感度解析1)

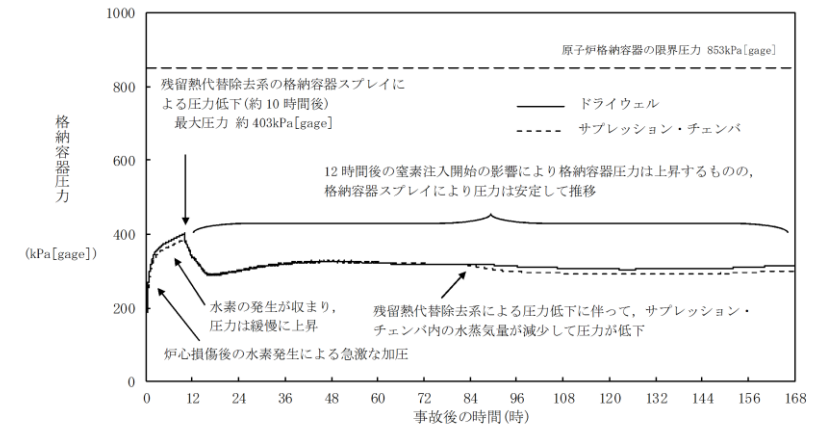


図1 格納容器圧力の推移 (感度解析1)

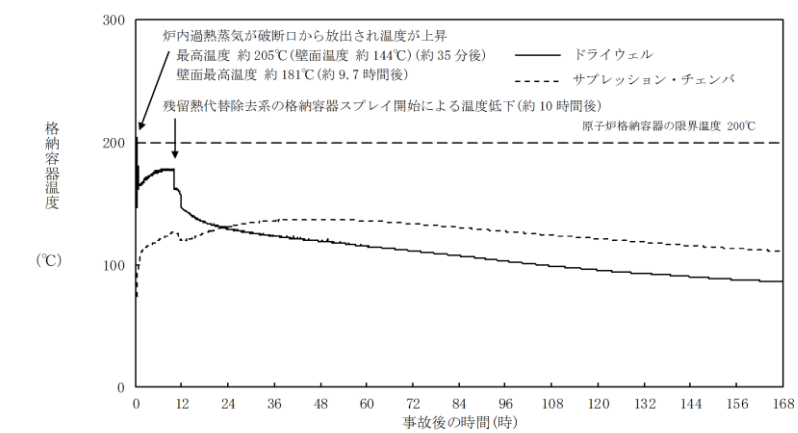


図2 格納容器温度の推移 (感度解析1)

(・挙動の相違は、ベースケースと同様。)

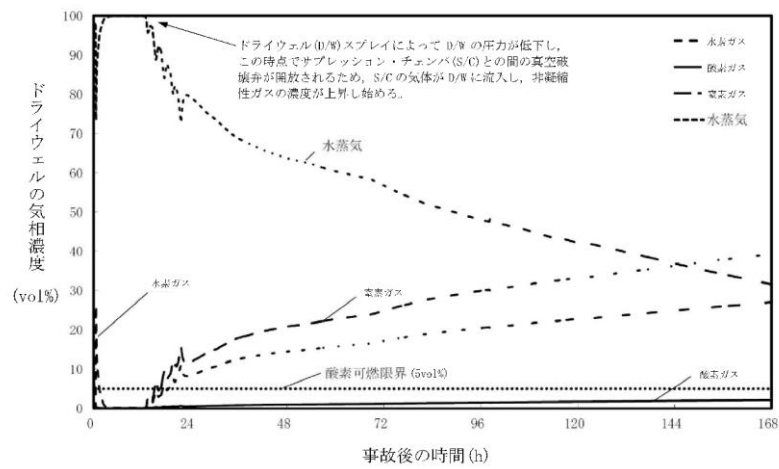


図3 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (感度解析1)

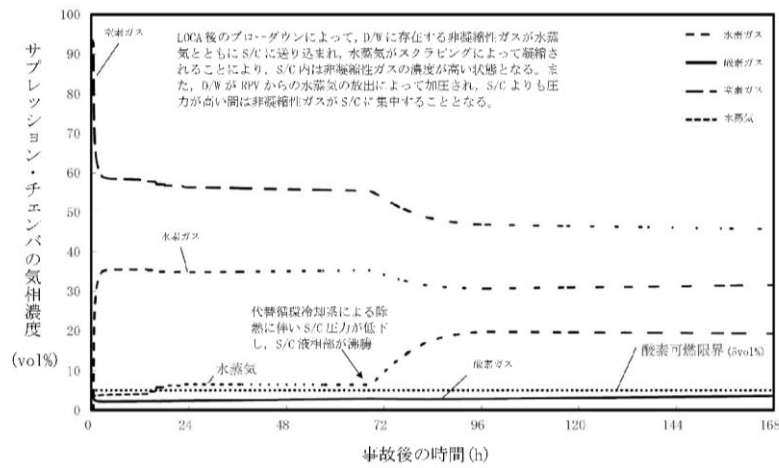
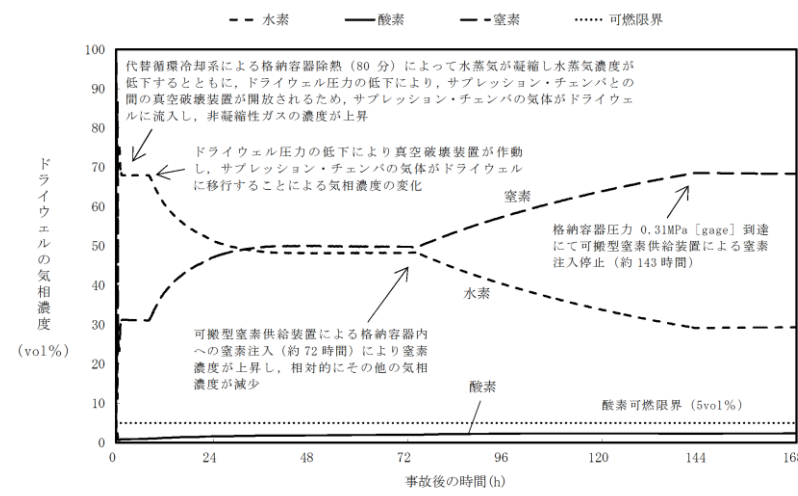
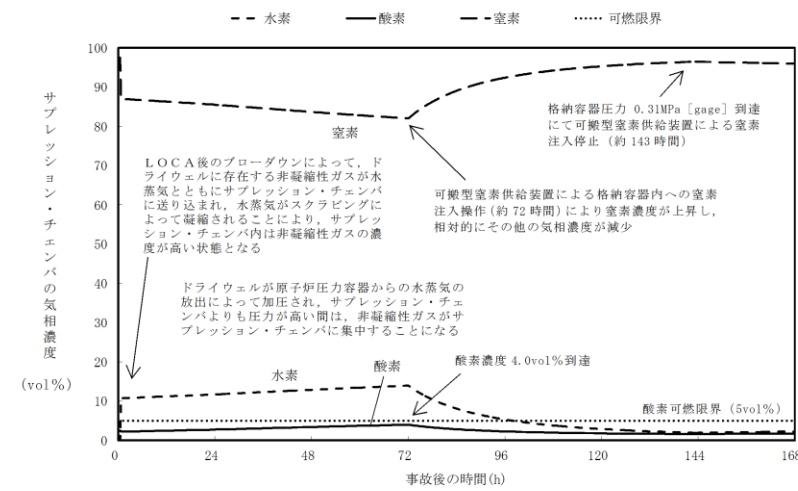


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (感度解析1)



第3図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件) (感度解析1)



第4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) (感度解析1)

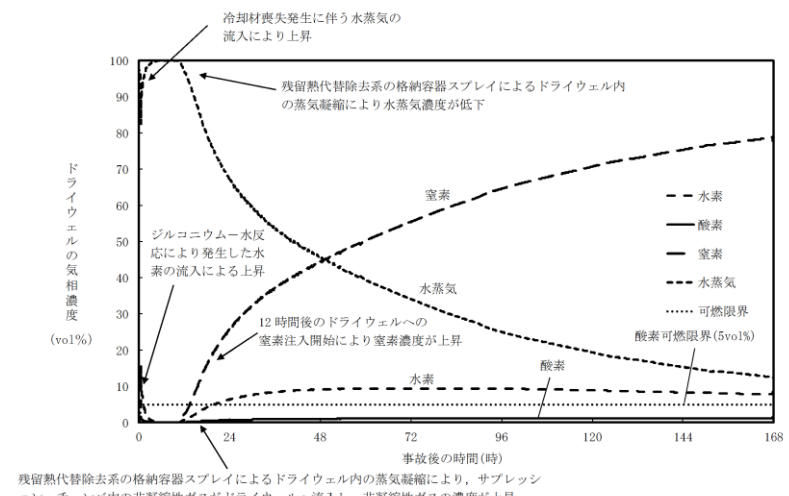


図3 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (感度解析1)

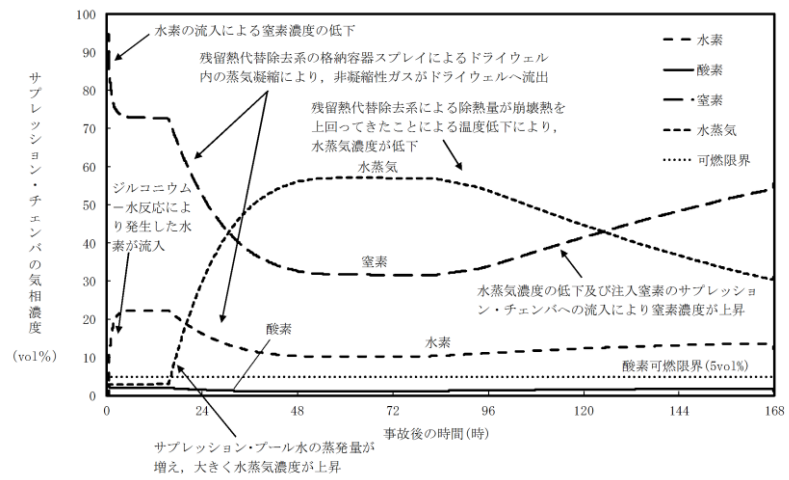


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (感度解析1)

・評価方針の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
 (・挙動の相違はベースケースと同様。)

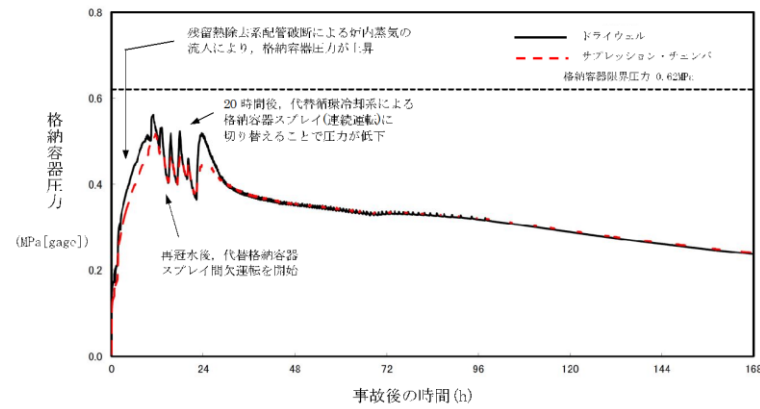


図5 格納容器圧力の推移 (感度解析 2)

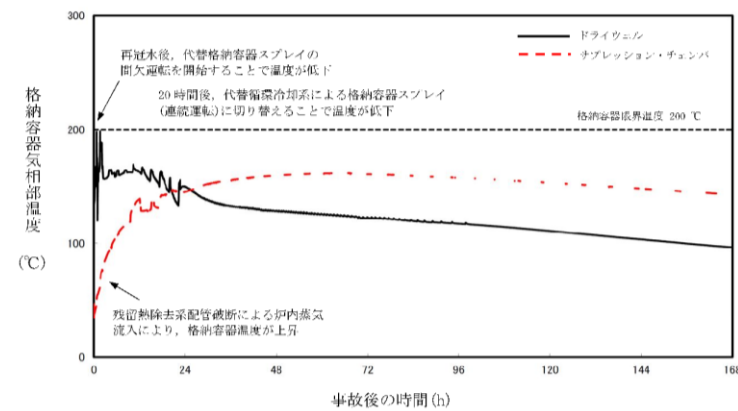
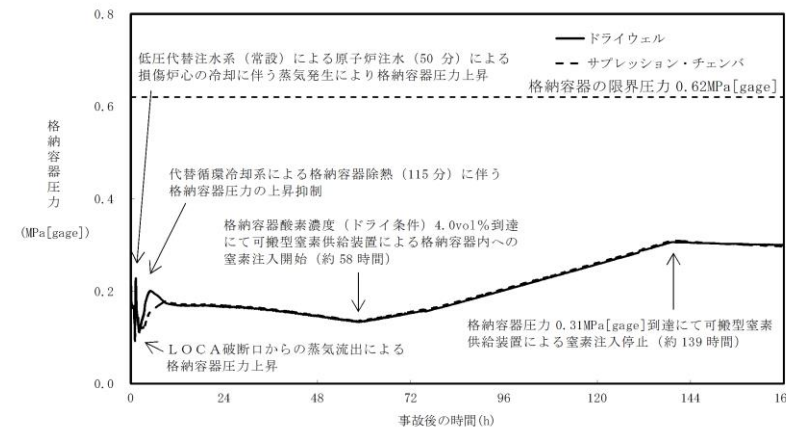
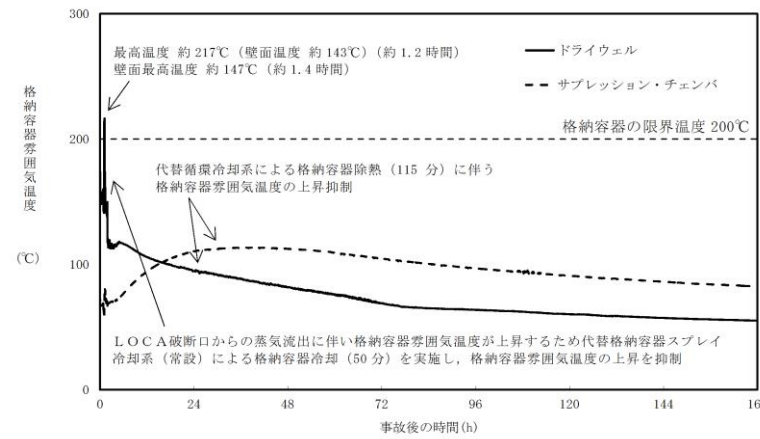


図6 格納容器気相温度の推移 (感度解析 2)



第5図 格納容器圧力の推移 (感度解析 2)



第6図 格納容器雰囲気温度の推移 (感度解析 2)

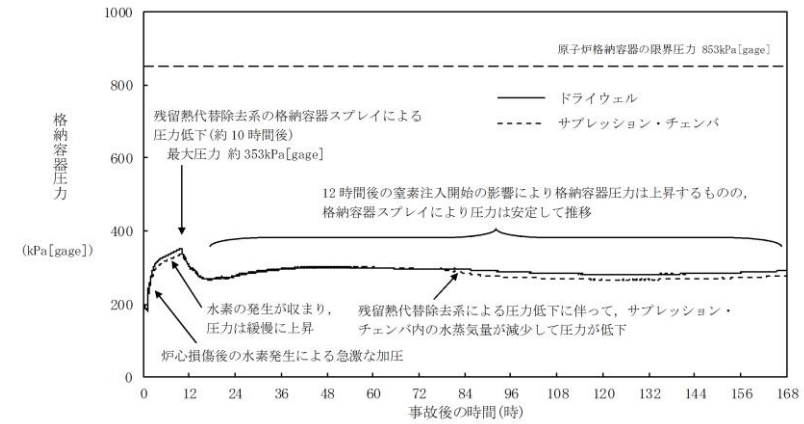


図5 格納容器圧力の推移 (感度解析 2)

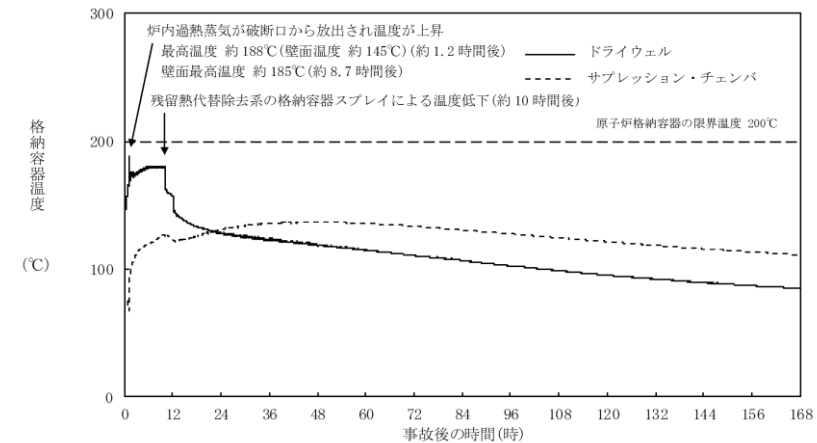


図6 格納容器温度の推移 (感度解析 2)

(・挙動の相違は、ベースケースと同様。)

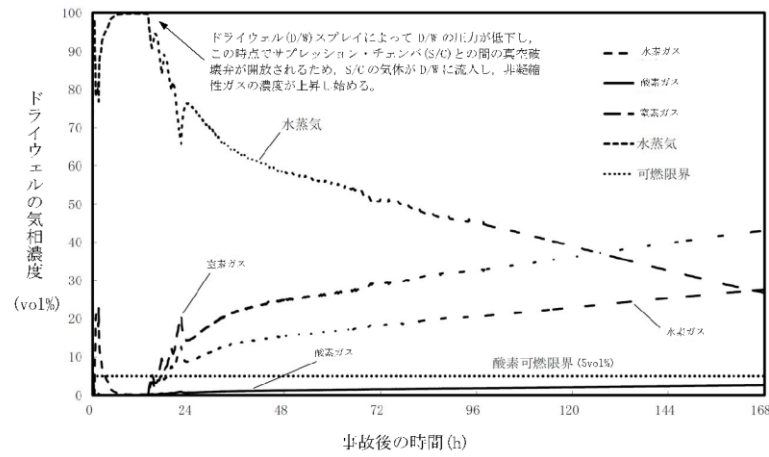


図7 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)

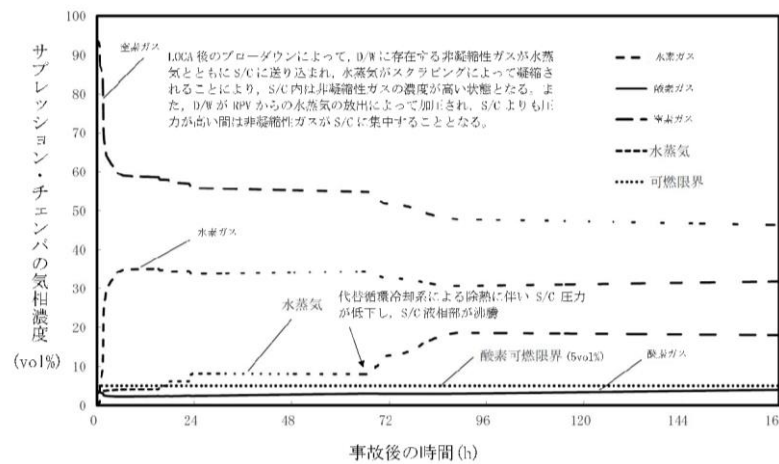
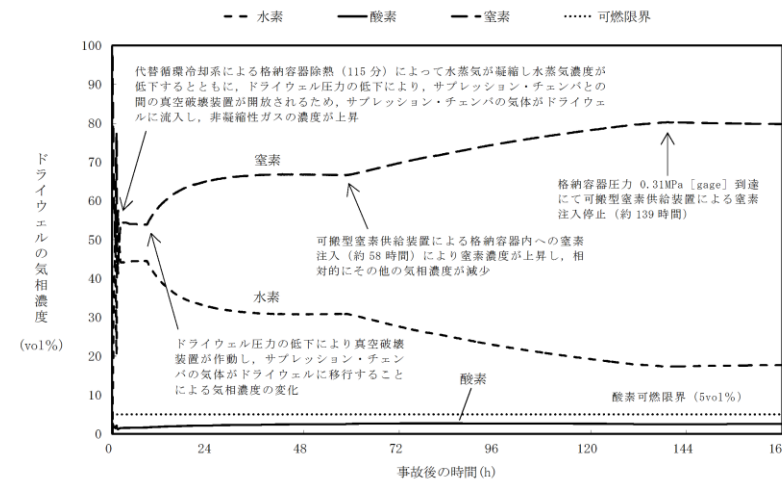
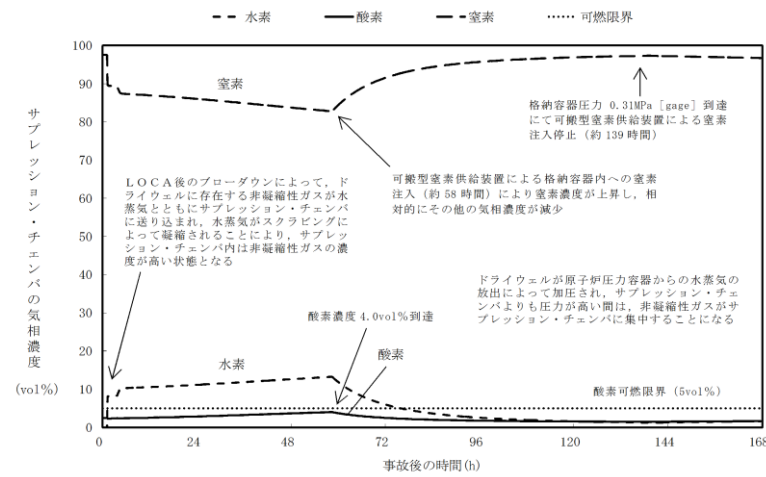


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)



第7図 ドライウエルの気相濃度の推移
(ドライ条件) (感度解析2)



第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) (感度解析2)

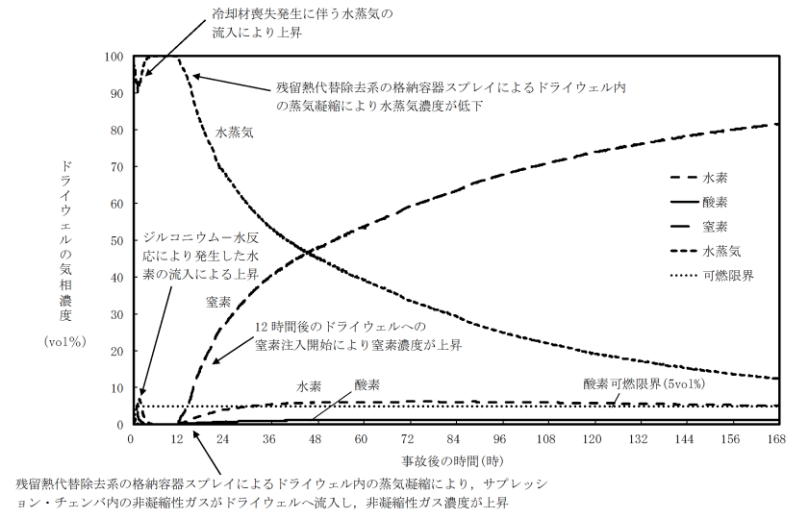


図7 ドライウエルの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)

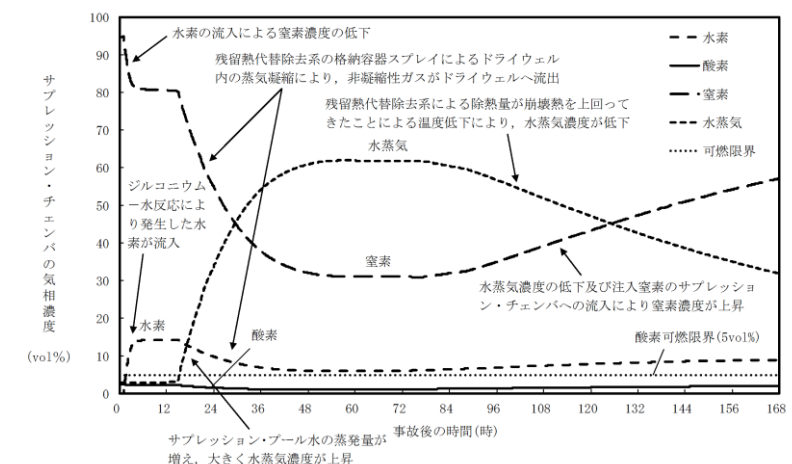


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
(ウェット条件) (感度解析2)

・評価方針の相違
【東海第二】
島根2号炉は、ウェット条件により原子炉注水操作の感度を評価しているが、東海第二はドライ条件で評価している。
(・挙動の相違はベースケースと同様。)

実線・・設備運用又は体制等の相違 (設計方針の相違)
 波線・・記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>TQUV, TQUX, LOCA, 長期TB, TBU 及びTBP</u>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) <u>又は全交流動力電源喪失</u>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<u>十分な水位及び水量</u>を確保し、かつ、熔融炉心の落下後は、<u>格納容器下部注水系 (常設)</u>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>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、<u>TQUV, TQUX, LOCA, 長期TB, TBU, TBP及びTBD</u>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) <u>又は全交流動力電源喪失</u>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、<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>のコンクリートが侵食され、<u>格納容器の構造材</u>の支持機能を喪失し、<u>格納容器</u>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、<u>原子炉起動時にペDESTAL (ドライウエル部) 水位が約 1m となるよう注水した上で</u>、原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下する時点で、<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>に熔融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、熔融炉心の落下後は、<u>格納容器下部注水系 (常設)</u>によって熔融炉心を冷却すること及び<u>ペDESTAL (ドライウエル部)</u>にコリウムシールドを設置することにより、<u>格納容器</u>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発生を抑制する。</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、<u>TQUV, TQUX及びLOCA</u>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) 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、<u>原子炉格納容器下部</u>のコンクリートが侵食され、<u>原子炉格納容器の構造部材</u>の支持機能を喪失し、<u>原子炉格納容器</u>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、<u>原子炉格納容器下部</u>に熔融炉心の冷却に<u>必要な水位及び水量</u>を確保し、かつ、熔融炉心の落下後は、<u>ペDESTAL代替注水系 (可搬型)</u>によって熔融炉心を冷却すること及び<u>原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置すること</u>により、<u>原子炉格納容器</u>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>備考</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 PRA により抽出されるプラント損傷状態の相違。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 PRA により抽出される事故シーケンスの相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、通常運転中に原子炉格納容器下部に水張りはしていない。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心がドレン配管を通じてドライウエルサンプルへ流出することを防止</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>熔融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）</u>によって熔融炉心を冷却するとともに、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、<u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置</u>によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>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。</u></p>	<p>また、<u>熔融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）</u>によって熔融炉心を冷却するとともに、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却を実施する。その後、<u>代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置</u>によって格納容器の圧力及び<u>雰囲気温度</u>を低下させる。</p> <p>さらに、<u>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。</u></p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。したがって、本評価では、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</u></p>	<p>また、<u>熔融炉心の落下後は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>によって熔融炉心の冷却を実施する。その後、<u>残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系</u>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>さらに、<u>長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素供給することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。</u></p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、<u>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。</u></p>	<p>するために原子炉格納容器下部床面にコリウムシールドを設置しており、MAAP 解析において考慮していることから対策として記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は、熔融炉心落下後（事象発生約 5.4 時間後）から残留熱代替除去系の運転開始（事象発生 10 時間後）までの間に、格納容器スプレイ実施基準（格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃）に到達しない。 ・運用の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、可燃性ガス濃度の制御は SA 設備である可搬式窒素供給装置による窒素封入を実施することとしている。 ・解析条件の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、シナリオの想定として、原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内を冷却するための原子炉注水が実施できないものとしている。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	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、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>格納容器下部注水手段を整備する。</u></p> <p>また、<u>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</u>（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、<u>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。</u></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、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による原子炉格納容器冷却手段及び<u>代替循環冷却系</u>による原子炉格納容器除熱手段又は<u>格納容器圧力逃がし装置</u>による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「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><u>る。</u></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、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>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、<u>通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に約 1m の水位を形成した上で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段並びに落下後の溶融炉心冷却のための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。</u></p> <p>また、<u>溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置する。</u></p> <p>また、その後の格納容器圧力及び<u>雰囲気温度</u>の上昇を抑制する観点から、<u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u>による格納容器冷却手段、<u>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又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備し、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。</u></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、<u>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、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水手段を整備する。</u></p> <p>また、<u>ドライウエルサンプへの溶融炉心の流入を防止し、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。</u></p> <p>また、その後の格納容器圧力及び<u>温度</u>の上昇を抑制する観点から、<u>残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</u></p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 <u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</u>」と同じである。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、通常運転中に原子炉格納容器下部に水張りはしていない。 ・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、ドライウエルサンプにおける MCCI を防止するためコリウムシールドを設置する。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、溶融炉心落下後（事象発生約 5.4 時間後）から残留熱代替除去系の運転開始（事象発生 10 時間後）までの間に、格納容器スプレイ実施基準（格納容器圧力 1.5Pd 又は格納容器温度 190℃）に到達しない。 ・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、原子炉圧力容器破損以降のマネ

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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>3.5.2 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「<u>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)</u>」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>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q.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i.及びk.からo.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3.2-1 図 (2/5) から第3.2-1 図 (4/5) 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>3.5.2 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「<u>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))</u>」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>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k.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3.2.1-1(1)図から第3.2.1-1(4)図である。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3.2.1-1(2)図から第3.2.1-1(4)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>3.5.2 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「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水 (重大事故等対策を含む) 失敗+デブリ冷却失敗</u>」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</p>	<p>ジメントは「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)」に記載の対応と同じである旨を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・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</p>	<p>また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・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 の場合はペDESTAL(ドライウェル部)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>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・ボイド率変化及び気液分離（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及び原子炉圧力容器内 FP 挙動並びに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</p>	<p>である。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・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>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棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁(自動減圧機能付き)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</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、本シナリオの評価において全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 ジルコニウム－水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根 2号炉では、BAF+20%で原子炉減圧を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。<u>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。</u></p> <p>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)，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</p>	<p>拡がり，原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心細粒化)，原子炉圧力容器外 F C I (デブリ粒子熱伝達)，溶融炉心と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格納容器内の熱水モデルを備え，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 (ドライウエル部)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>(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。</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DESTAL (ドライウエル部)水位並びに溶融炉心コンクリート相互作用によるペ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を第3.5-1図及び第3.5-2図に示す。</p>	<p>炉心の拡がり，原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心細粒化)，原子炉圧力容器外 F C I (デブリ粒子熱伝達)，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の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。</p> <p><u>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。</u></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3.5.2-1(1)図及び第3.5.2-1(2)図に，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水</p>	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では，6号炉と7号炉の差異を踏まえた設定としている。</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 島根2号炉は，MCCIによりコンクリートが侵食するため，発生する水素ガスの影響を評価するための評価条件を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>並びに溶融炉心・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 事象進展は「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>b. 評価項目等 溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶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溶融炉心は適切に冷却される。</p>	<p>a. 事象進展 事象進展は「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>b. 評価項目等 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、溶融炉心落下前のペDESTAL (ドライウエル部) 水位の確保及び溶融炉心落下後のペDESTAL (ドライウエル部) への注水の継続によって、ペDESTAL (ドライウエル部) の壁面及び床面のコンクリートの温度は融点に至らないことからコンクリート侵食は生じず、ペDESTAL (ドライウエル部) の溶融炉心は適切に冷却される。</p> <p>また、解析コードMAAPによる評価において、コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、コリウムシールドについても侵食は生じない。 なお、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出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DESTAL (ドライウエル部) 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。また、コリウムシールドが侵食した場合においても、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。</p>	<p>位並びに溶融炉心・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3.5.2-1(3)図から第3.5.2-1(11)図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「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>b. 評価項目等 原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置するとともに、溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶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0cm、壁面で約4cmに抑えられ、原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。</p> <p>また、MAAPコードによる評価において、コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、原子炉格納容器下部床面に設置したコリウムシールドの侵食は生じない。</p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 ・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ペDESTAL代替注水系(可搬型)にて原子炉格納容器下部へ初期水張りを行い、ペDESTAL水位に応じて停止する手順としている。 ・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・整理方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、ドライウエルサンブにおけるMCCIを防止するためコリウムシールドを設置する。なお、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。(補足説明資料「27. ドライウエルサンブへの溶融炉心流入防止</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>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</u>、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、<u>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</u> であり、<u>原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約 1cm</u> 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、<u>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</u> であるため、<u>約 4kg</u> 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、<u>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</u>。このため、<u>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</u>。</p> <p>なお、<u>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</u> となり、<u>ドライ条件においては 13vol%を上回る</u>。一方、<u>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</u>。<u>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</u>。<u>熔融炉心・コンクリート相互作用</u></p>	<p><u>ペDESTAL (ドライウエル部) 壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる</u>。</p> <p><u>ペDESTAL (ドライウエル部) 床面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食は生じないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる</u>。</p> <p>また、<u>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、コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生はない</u>。</p>	<p><u>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約 1.6m 厚さの内側鋼板及び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</u>、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、<u>原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 4cm</u> 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><u>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 4m</u> であり、<u>原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量は 0cm</u> 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、<u>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壁面についてはコンクリートの侵食量が約 4cm</u> であるため、<u>約 11kg</u> 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 423kg の水素ガスが発生することを考慮すると、<u>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</u>。このため、<u>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</u>。</p> <p>なお、<u>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、サブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 9.9vol%以上、ドライ条件で約 24.7vol%以上</u> となり、<u>ドライ条件においては 13vol%を上回る</u>。一方、<u>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 1.6vol%、ドライ条件で約 2.5vol% であり、可燃限界である 5vol%を下回る</u>。<u>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</u>。<u>熔融炉心・コンクリ</u></p>	<p>対策に期待した場合の溶解炉心・コンクリート相互作用の影響について)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違【柏崎 6/7】 ・解析結果の相違【柏崎 6/7, 東海第二】 <p>東海第二では、原子炉格納容器下部壁面及び床面にコリウムシールドを設置していることからコンクリートの侵食が生じないため、それに伴う可燃性ガスの発生も生じない。(以降の解析結果に関しての記載相違理由も同様)</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、上記の酸素濃度(ウェット条件で<u>2.1vol%</u>、ドライ条件で<u>2.6vol%</u>)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 style="text-align: right;">(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 熔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</p>	<p>その後は、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) に 80m³/h の注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.1, 3.5.2, 3.5.3)</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、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) 壁面及び床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。</u>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><u>また、(1)から(3)、(6)及び(7)に示す評価項目の評価結果及びペDESTAL (ドライウエル部) 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」にて確認している。</u></p> <p>※ 溶融炉心が適切に冷却されることについても、<u>ペDESTAL (ドライウエル部) 壁面及び床面のコンクリートの侵食が生じないこと</u>で確認した。</p>	<p>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、上記の酸素濃度(ウェット条件で<u>1.6vol%</u>、ドライ条件で<u>2.5vol%</u>)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、<u>原子炉格納容器下部に崩壊熱相当に余裕を見た流量での原子炉格納容器下部注水を行い、また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</u></p> <p style="text-align: right;">(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、<u>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[※]をパラメータとして対策の有効性を確認した。</u>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、<u>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</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、圧力容器破損後の熔融炉心への注水を崩壊熱相当に余裕を見た流量にて行う。</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>残留熱代替除去系による格納容器スプレイ水が原子炉格納容器下部に流入することで熔融炉心が冷却されることから、安定状態の維持に係る記載に残留熱代替除去系を記載している。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>各格納容器破損モードで確認対象とする評価項目の整理の差異。島根2号炉は、安定状態の維持について、本シナリオに</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、熔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「熔融炉心・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、熔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、<u>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。</u></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「熔融炉心・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、熔融炉心が<u>ペDESTAL(ドライウエル部)</u>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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)注水操作とする。</u></p>	<p><u>停止</u>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、熔融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>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「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含むすべ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、熔融炉心が<u>原子炉格納容器下部</u>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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、<u>熔融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系(可搬型)による水張り操作及び熔融炉心落下後のペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作とする。</u></p>	<p>において確認しているが、東海第二では、「3.2 DCH」において確認している。</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、事象発生から12時間までの操作に限らず、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作を抽出。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 東海第二では、運転時からペDESTAL(ドライウエル部)に水位が形成されているため、初期水張りについて記載していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、溶融炉心の粒子化，溶融炉心の拡がり，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溶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。</p> <p>なお、溶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。</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、溶融炉心の粒子化，溶融炉心の拡がり，デブリから水への熱伝達，<u>コリウムシールドを介した熱伝達</u>，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、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。</p> <p>なお、溶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。<u>また、コリウムシールドが金属酸化物を含む溶融炉心へのジルコニア耐熱材の溶出により侵食される可能性を考慮し、コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値</u></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、溶融炉心の粒子化，溶融炉心の拡がり，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、<u>水による拡がり抑制に対して溶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。</u></p> <p>なお、溶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。</p>	<p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達を、有効性評価における現象の不確かさとして考慮している。</p> <p>島根2号は、原子炉格納容器下部床面からライナまでのコンクリート厚さは約4mであり、コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断している。このため、コリウムシールドを介した熱伝達は不確かさとして考慮していない。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、溶融炉心の拡がりを抑制した場合の影響評価をしているため、本項にて記載している。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらの影響評価に加え、<u>溶融物がドライウエ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、及び、溶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。</u></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、<u>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、溶融炉心を実際に冷却できることを確認している。</u></p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心</p>	<p><u>の温度依存性を考慮した影響評価を実施する。</u></p> <p>これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断LOCAとし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、<u>炉心損傷の確認後、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保操作を行い、ペDESTAL（ドライウエル部）への溶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、格納容器下部水温の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を認知し、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を実際に冷却できることを確認している。</u></p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心</p>	<p>これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から<u>原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。</u></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、<u>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3.1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、溶融炉心を実際に冷却できることを確認している。</u></p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心</p>	<p>器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、起因事象をLOCAとした感度解析で影響を確認していることによる記載の相違。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、原子炉圧力容器下鏡部温度により初期水張りを実施。また溶融炉心落下後は原子炉格納容器下部へ崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を実施することにより冠水を維持する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>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<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>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、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>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、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>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、<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>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<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>の上昇は急峻であることから、<u>原子炉</u></p>	<p>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、<u>炉心溶融開始時間</u>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。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器破損確認後にペDESTAL（ドライウェル部）注水操作</u>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、<u>原子炉圧力容器温度（下鏡部）</u>が 300℃に到達したこと等をもって格納容器下部水温を継続監視することから、<u>原子炉圧力容器破損</u>を速やかに判断可能であることから、<u>原子炉圧力容器破損</u>を操作開始の起点としている原子炉圧力容器破損時の<u>格納容器冷却操作及びペDESTAL（ドライウェル部）注水操作</u>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 の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して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、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p>	<p>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、<u>炉心溶融時間</u>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。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、<u>原子炉圧力容器下鏡温度</u>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、<u>原子炉圧力容器破損</u>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、<u>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</u>は急峻であることから、<u>原子炉圧力容器下鏡温度</u>及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている<u>原子炉格納容器下部への初期水張り操作</u>及び原子炉圧力容器破損時の<u>原子炉格納容器下部への注水操作</u>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 の評価結果の方が大きく、<u>解析コード SAFER に対して保守的</u>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、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性が確認している。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。</p> <p>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、<u>原子炉圧力容器下鏡温度</u>が 300℃に到達した時点での<u>原子炉格納容器下部への初期水張り操作</u>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<u>原子炉圧力容器下鏡温度</u>の上昇は急峻であることから、<u>原子炉圧力</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉圧力容器下鏡温度により初期水張りを実施。また溶融炉心落下後は原子炉格納容器下部へ崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を実施することにより冠水を維持する。</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達にて原子炉格納容器下部への注水操作を実施</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>压力容器下鏡部温度</u>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>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、<u>熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作</u>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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、<u>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</u>。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、<u>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</u>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、<u>原子炉压力容器下鏡部温度</u>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>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、<u>熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作</u>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、<u>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</u>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>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、<u>熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</u>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、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、<u>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</u>。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。</p> <p>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、<u>熔融炉心落下後のペDESTAL（ドライウエル部）への注水操作</u>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<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>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、<u>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</u>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、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）への注水は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格納容器下部水温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、原子炉圧</u></p>	<p><u>容器下鏡温度</u>を操作開始の起点としている<u>原子炉格納容器下部</u>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>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、<u>熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作</u>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<u>原子炉格納容器下部</u>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熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、<u>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</u>。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、<u>原子炉压力容器下鏡温度が 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</u>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、<u>原子炉压力容器下鏡温度</u>を操作開始の起点としている<u>原子炉格納容器下部</u>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>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、<u>熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作</u>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<u>原子炉格納容器下部</u>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、<u>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</u>が、原子炉压力容器破損（事象発生から約5.4 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、<u>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</u>に係る運転員等操作時間に与える影響は小</p>	<p>するため、不確かさの影響を記載している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ・運用の相違 【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作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>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-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</p>	<p>力容器破損を操作開始の起点としているペDESTAL(ドライウエル部)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原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作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>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、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プール-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。また、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。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侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コリウム</p>	<p>い。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作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>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-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。また、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、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。本評価事故シーケンスでは、コ</p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、MAAP解析においてコリウムシールドを考慮した評価としているため、不確かさの影響について記載。</p> <p>・設備設計の相違【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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>(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、原子炉圧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。また、原子炉圧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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを</p>	<p>シールド及び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。なお、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関しては、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コードにおける溶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。</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>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウエル部）に水位が形成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圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL（ドライウエル部）に水位が形成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リロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを</p>	<p>リウムシールド及び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。なお、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がコンクリート侵食に与える影響に関しては、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コードにおける溶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。</p> <p>(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、原子炉圧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圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により、水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを</p>	<p>島根 2 号炉は、MAAP 解析においてコリウムシールドを考慮した評価としているため、適用性について記載。</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、事故時に初期水張りを実施するが、東海第二では、通常運転時からペDESTAL（ドライウエル部）に水位が形成されているため、記載が異なる。（以降の記載も同様の相違理由）</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損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圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧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、エンタ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</p>	<p>る。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL(ドライウェル部)に水位が形成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炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点でペDESTAL(ドライウェル部)に水位が形成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が、原子炉圧力容器破損(事象発生から約4.5時間後)に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、ペDESTAL(ドライウェル部)に水位が形成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、エンタ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おり、また溶融炉心の温度に対する感度は小さく、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</p>	<p>確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損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圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、原子炉圧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が、原子炉圧力容器破損(事象発生から約5.4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、エンタ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おり、また、溶融炉心の温度に対する感度は小さく、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</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7,東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、MAAP解析においてコリウムシールドを考慮した評価としているため、不確かさの影響について記載。 ・評価方針の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>第3.5.12図</u>に示すとおり、<u>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</u>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>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、<u>第3.5.13図</u>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<u>約8cm</u>、壁面で<u>約7cm</u>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>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<u>約118kg</u>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<u>約1,400kg</u>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。</p> <p>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、<u>ドライウエルにおいて最低値を示すが</u>、ウェット条件で<u>12vol%以上</u>、ドライ条件で<u>34vol%以上</u>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、溶融</p>	<p>炉心の拡がりについて、<u>溶融炉心の拡がりが抑制されると想定し種々の不均一な堆積形状を考慮した場合、溶融炉心の拡がりが抑制されない均一堆積形状よりも溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、溶融炉心の冷却が促進される傾向となると評価しており、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。</u></p> <p>また、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、<u>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。これは、落下した溶融炉心はペDESTAL（ドライウエル部）水によって冷却されコリウムシールドが侵食開始温度に到達する前に溶融炉心の温度は2,100℃を下回ること、溶融炉心からプール水へは崩壊熱以上の除熱がなされ溶融炉心の温度は2,100℃未満を維持することから、コリウムシールドは侵食開始温度に到達せず、コンクリート侵食が抑制されたものである。</u></p> <p>なお、本感度解析では、<u>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は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。</u></p>	<p>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、<u>第3.5.3-1(1)図</u>に示すとおり、<u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず</u>、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>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、コンクリートの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、<u>第3.5.3-1(2)図</u>に示すとおり、コンクリート侵食量は<u>原子炉格納容器下部の床面で0cm</u>、壁面で<u>約13cm</u>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>なお、本感度解析では、<u>原子炉格納容器下部</u>での溶融炉心・コンクリート相互作用によって<u>約41kg</u>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<u>約422kg</u>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。</p> <p>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<u>原子炉格納容器下部</u>への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、<u>サプレッション・チェンバにおいて</u>、ウェット条件で<u>約6.1vol%以上</u>、ドライ条件で<u>約30.9vol%以上</u>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、</p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、拡がりを抑制した場合の影響評価を実施。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【東海第二】 東海第二では、原子炉格納容器下部壁面及び床面にコリウムシールドを設置していることからコンクリートの侵食が生じない。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、溶融炉心落下後の原子炉格納容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、溶融炉心・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、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、本感度解析ケースの溶融炉心・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、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(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。</u>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 style="text-align: right;">(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p>	<p style="text-align: center;"><u>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。</u></p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.1, 3.5.4)</p>	<p>溶融炉心・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、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約35kg、一酸化炭素が約6kg、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、<u>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）でもサブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約1.5vol%，ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。</u>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、本感度解析ケースの溶融炉心・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、<u>上記の酸素濃度（ウェット条件で1.5vol%，ドライ条件で4.1vol%）以下になるものと考えられる。</u>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 style="text-align: right;">(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p>	<p>器内の水素濃度は、ドライウエルに比べ、サブプレッション・チェンバの方が高い値となる。</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7】</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7】</p> <p>・整理方針の相違【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達を、有効性評価における現象の不確かさとして考慮している。</p> <p>島根2号炉は、原子炉格納容器下部床面からラ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第3.2.2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 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溶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>初期条件の溶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</p>	<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件, 事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は, 第3.2-2表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉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(溶融炉心落下後にペDESTAL(ドライウェル部)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>初期条件の溶融炉心から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構造材の扱いは, 解析</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3.2.2-1表に示すとおりであり, それらの条件設定を設計値等, 最確条件とした場合の影響を評価する。また, 解析条件の設定に当たっては, 評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから, その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は, 解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており, その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり, 解析条件の不確かさとして, 最確条件とした場合は, 解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため, 発生する蒸気量は少なくなり, 原子炉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溶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>初期条件の溶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構造材の扱いは, 解析</p>	<p>イナまでのコンクリート厚さは約 4 m であり, コリウムシールドを介した熱伝達の不確かさが格納容器の機能の健全性へ与える影響は小さいと判断している。このため, コリウムシールドを介した熱伝達は不確かさとして考慮していない。</p> <p>・実績値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉の最確条件を記載。 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は, 原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達にて原子炉格納容器下部への注水操作を実施する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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熔融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な熔融が生じ、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</p>	<p>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構造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鉄筋の耐熱の効果により、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。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（ドライウエル部）内構造物の扱いは、解析条件のペDESTAL（ドライウエル部）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熔融が生じ、ペDESTAL（ドライウエル部）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、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及びコリウムシールド侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量及びコリウムシールド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、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展</p>	<p>条件の内側鋼板及びリブ鋼板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構造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が高い内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果により、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。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熔融が生じ、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リウムシールド及びコンクリートの侵食は抑制されるが、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>初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は原子炉格納容器下部の床面積であり、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>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・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</p>	<p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は、内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二では鉄筋コンクリート製のペDESTALであり、コンクリート以外の構造材の種類が異なる。 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉格納容器下部領域にベント管が存在しない。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、原子炉格納容器下部における侵食量を保守的に評価するため、原子炉格納容器下部床面及び壁面の内側にある鋼板を考慮していない。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、6号炉と7号炉の差異を踏まえた設定としている。 ・整理方針の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、サプレッション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、原子炉圧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（<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>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圧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 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>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶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>初期条件の溶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</p>	<p>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、原子炉圧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（<u>溶融炉心落下後にペDESTAL（ドライウェル部）への注水操作を開始すること</u>）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は、<u>解析条件の侵食開始温度 2,100℃</u>に対して最確条件は侵食開始温度 2,100℃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、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、<u>溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出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。</u></p> <p style="text-align: right;">(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 に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶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>初期条件の溶融炉心から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</p>	<p>い。</p> <p>事故条件の起因事象は、原子炉圧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（<u>原子炉圧力容器下鏡部温度</u>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<u>原子炉圧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</u>）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の<u>侵食開始温度は、解析条件の 2,100℃</u>に対して最確条件は 2,100℃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、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>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶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>初期条件の溶融炉心から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</p>	<p>を、<u>サブプレッション・プール水位のゆらぎで代表させていることから、記載していない。</u></p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達にて原子炉格納容器下部への注水操作を実施する。</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 島根 2 号炉は、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。(補足説明資料「27. ドライウェルサンプルへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について」)</p> <p>・実績値の相違 【東海第二】 島根 2 号炉の最確条件を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>第3.5.13図</u>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。</p> <p>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、<u>本評価</u>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、<u>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</u>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</p>	<p>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、<u>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。</u></p> <p>なお、本感度解析では、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は<u>ない。</u></p>	<p>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。感度解析の結果、<u>第3.5.3-1(2)図</u>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0cm、壁面で約13cm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ことを確認した。</p> <p>なお、本感度解析では、<u>原子炉格納容器下部</u>での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約41kg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422kg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、<u>本感度解析</u>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、<u>サブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約6.1vol%以上、ドライ条件で約30.9vol%以上</u>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よ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41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約35kg、一酸化炭素が約6kg、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、<u>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</u></p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(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。</u>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<u>内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない</u>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、<u>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</u>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>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の<u>鉄筋は考慮しない</u>ことに対して最確条件はコンクリート以外の構造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<u>鉄筋の耐熱の効果</u>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><u>ら7日後（168時間後）でもサプレッション・チェンバ</u> <u>において、ウェット条件で約1.5vol%，ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。</u>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、<u>上記の酸素濃度（ウェット条件で1.5vol%，ドライ条件で4.1vol%）以下になるものと考えられる。</u>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構造材の扱いは、解析条件の<u>内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない</u>ことに対して最確条件はコンクリート以外の構造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<u>内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果</u>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。<u>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。</u></p>	<p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉は、内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板からなる二重鋼板製ペDESTALであるのに対し、東海第二では鉄筋コンクリート製のペDESTALであり、コンクリート以外の構造材の種類が異なる。 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉格納容器下部領域にベント管が存在しない。 ・解析条件の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉は、原子炉格納容器下部における侵食量を保守的に評価するため、原子炉格納容器下部床面及び壁面の内側にある鋼板を考慮していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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。<u>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、ドライウエ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3.5.14図に示すとおり、ドライウエ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。</u></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、<u>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。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>格納容器容積（ウェットウエル）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</u>、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、<u>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、</u></p>	<p>初期条件の原子炉圧力容器下部及びペDESTAL（ドライウエル部）内構造物の扱いは、解析条件の<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>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、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>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<u>コンクリート侵食及びコリウムシールド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。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>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</u>、格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、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<u>当たり</u>、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、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「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」とし、本評価</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<u>原子炉格納容器下部</u>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、<u>原子炉格納容器下部</u>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<u>コリウムシールド及びコンクリートの侵食は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。</u></p> <p>初期条件の<u>原子炉格納容器下部</u>床面積は、解析条件の<u>原子炉格納容器下部</u>の床面積に対して最確条件は<u>原子炉格納容器下部の床面積</u>であり、<u>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、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</u></p> <p>初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、<u>サプレッション・プール水位</u>、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<u>あたり</u>、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、<u>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、本評価事故シーケンス</u></p>	<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプへのデブリ流入を仮定した評価を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、6号炉と7号炉の差異を踏まえた設定としている。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、<u>サプレッション・チェンバの空間部及び液相部のゆらぎを、サプレッション・プール水位のゆらぎで代表させていることから、記載していない。</u></p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、起因事象をLOCAとした感度解析で影響を確認している</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>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。</u></p> <p>その結果、<u>第 3.5.15 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。</u></p> <p>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。</p> <p>なお、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水素濃度は、ドライウェルにおいて<u>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。</u></p>	<p>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<u>原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。</u></p> <p>その結果、<u>原子炉圧力容器破損のタイミングが約 3.3 時間と早くなるため、溶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。</u></p> <p>また、<u>コンクリート侵食は生じないことから、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生しない。</u></p> <p>なお、本評価においては<u>事象発生から約 79 時間後に格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達するが、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約 4.0vol% (ドライ条件) にとどまることから、可燃限界である 5vol% (ドライ条件) を下回る。</u></p> <p>機器条件のコリウムシールドは、<u>解析条件の侵食開始温度 2,100℃に対して最確条件は侵食開始温度 2,100℃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。なお、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出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。</u></p>	<p>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出来ないものと仮定した。<u>この場合、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、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間は約 3.3 時間となる。</u></p> <p>その結果、<u>第 3.5.3-1(3)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 0cm、壁面では約 4cm に抑えられ、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。</u></p> <p>また、<u>コンクリートの侵食量がわずかであることから、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及ぼす影響を与えない。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なく、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。</u></p> <p>なお、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水素濃度は、ドライウェルにおいて、ウェット条件で約 0.1vol%以上、ドライ条件で約 24.8vol%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<u>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) においてもウェット条件で約 2.4vol%、ドライ条件で約 2.9vol% 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。</u></p> <p>機器条件のコリウムシールドの<u>侵食開始温度は、解析条件の 2,100℃に対して最確条件は 2,100℃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。</u></p>	<p>ことによる記載の相違。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違【柏崎 6/7】 ・解析結果の相違【柏崎 6/7】 ・解析結果の相違【東海第二】 ・整理方針の相違【東海第二】 <p>島根 2号炉は、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。(補足説明資料「27. ドライウェルサンブへの溶融炉心流</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">(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>操作条件の融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融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）による融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、融融炉心落下後に</p>	<p style="text-align: center;">(添付資料 3. 5. 1, 3. 5. 4)</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压力容器破損から 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、融融炉心落下後にペDESTAL（ド</p>	<p style="text-align: center;">(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>操作条件の融融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）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 3.1 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融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、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで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>操作条件のペDESTAL代替注水系（可搬型）による融融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器破損後（事象発生から約 5.4 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、原子炉压力容器破損までに事象発生から約 5.4 時間の時間余裕があり、また、融融炉</p>	<p>入防止対策に期待した場合の融融炉心・コンクリート相互作用の影響について)</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

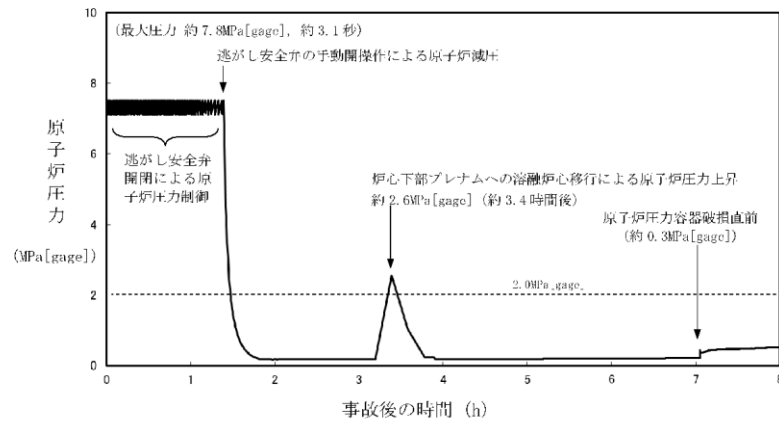
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は<u>原子炉圧力、格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施すること</u>としており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>(添付資料3.5.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器下部注水系(常設)</u>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>操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への<u>格納容器下部注水系(常設)</u>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>(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>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器下部注水系(常設)</u></p>	<p><u>ライウエル部</u>注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL(ドライウエル部)プール水が蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部注水系(常設)による<u>ペDESTAL(ドライウエル部)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</u>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。<u>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。</u></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>操作条件の溶融炉心落下後の<u>格納容器下部注水系(常設)</u>による<u>ペDESTAL(ドライウエル部)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。</u></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、その結果を以下に示す。</p>	<p>心落下後に<u>原子炉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蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間の時間余裕がある。</u>溶融炉心落下後の<u>原子炉格納容器下部への注水操作はペDESTAL温度、格納容器圧力等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</u>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>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>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>操作条件の溶融炉心落下後の<u>原子炉格納容器下部へのペDESTAL代替注水系(可搬型)</u>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>(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>操作条件の溶融炉心落下前の<u>格納容器代替スプレイ系(可</u></p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・解析条件の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>による水張り操作については、<u>原子炉压力容器下鏡部温度</u>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<u>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</u>。また、<u>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</u>。<u>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。</u></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<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による注水操作については、原子炉压力容器破損までの時間は<u>事象発生から約7.0時間</u>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<u>約0.8時間</u>の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.5.2)</p>	<p>操作条件の溶融炉心落下後の<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）注水操作</u>については、原子炉压力容器破損までの時間は<u>事象発生から約4.5時間</u>あり、また、溶融炉心落下後に<u>ペDESTAL（ドライウエル部）注水が行われなかった場合でも、ペDESTAL（ドライウエル部）プール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し、溶融炉心が露出するまでには約0.3時間</u>の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 3.2.14, 3.5.4)</p> <p><u>(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</u></p> <p><u>コリウムシールドの材質であるジルコニアは、溶融炉心中に存在する金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出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。</u></p> <p><u>解析条件について、既往実験の知見を踏まえた金属酸化物によるジルコニア耐熱材の溶出を考慮し、コリウムシールドの厚さを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。</u></p> <p>第 3.5-3 図にペDESTAL（ドライウエル部）壁面及び床</p>	<p><u>搬型</u>による水張り操作については、<u>原子炉压力容器下鏡部温度</u>が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の<u>時間余裕</u>があり、<u>原子炉格納容器下部への注水準備として、すべての非常用炉心冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判断をした後に開始し、所要時間は約2.5時間で完了する。その後、ペDESTAL水位 2.4m までの注水は約1.9時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.1時間後に開始すると、事象発生から約5.0時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.0時間後の水張りの完了から、事象発生から約5.4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0.4時間程度の時間余裕がある。</u></p> <p>操作条件の溶融炉心落下後の<u>原子炉格納容器下部へのペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>による注水操作については、原子炉压力容器破損までの時間は<u>事象発生から約5.4時間</u>あり、また、溶融炉心落下後に<u>原子炉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し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間</u>の時間余裕がある。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料3.5.2)</p>	<p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 <p>【柏崎 6/7】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・整理方針の相違 <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、MAAP における MCCI 伝熱モデルではコリウムシールド（ジルコニア）の伝熱物性に既往の共同研究において確認された値から保守的に設定している。また、溶融炉心中の金属酸化物によるジルコニア耐熱材による侵食がコリウムシールドの機能に影響がないことを確認している。（補足説明資料「27.</p>

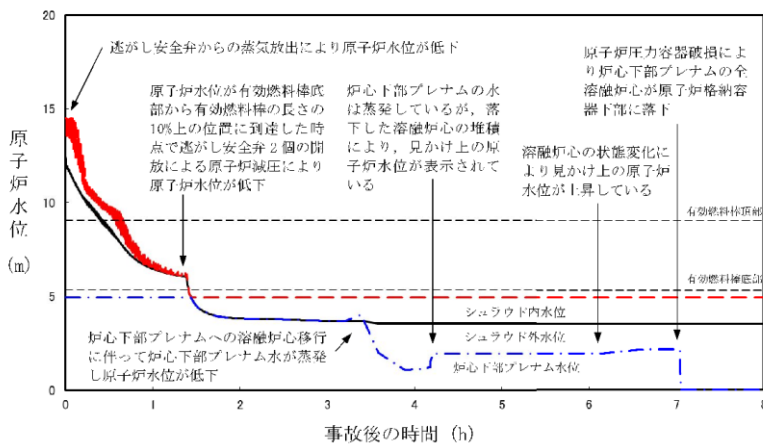
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。</p> <p>その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p><u>面のコンクリートの温度の推移を示す。感度解析の結果、溶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。</u></p> <p>(添付資料 3.5.1)</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。</p> <p><u>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。</u></p> <p><u>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。</u></p> <p>(添付資料 3.2.10)</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。</p> <p>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>ドライウエルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について)」</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】 東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。</p> <p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】 島根2号炉は、原子炉压力容器破損後の原子炉注水を想定していないが、東海第二では、原子炉压力容器破損後、原子炉压力容器内の冷却を考慮し、代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとしているため、原子炉注水を考慮しない場合の感度解析を実施してい</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<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、<u>原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失</u>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、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>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「<u>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）</u>」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、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>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 style="text-align: right;">(添付資料3.5.1)</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、<u>原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失</u>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、<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>のコンクリートが侵食され、<u>格納容器</u>の構造部材の支持機能を喪失し、<u>格納容器</u>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、<u>原子炉起動時にペDESTAL（ドライウエル部）水位が約1m となるよう注水した上で、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）水位の確保手段を整備している。</u>また、落下後の溶融炉心冷却のため<u>格納容器下部注水系（常設）</u>によるペDESTAL（ドライウエル部）注水手段を整備している。さらに、<u>溶融炉心の落下によるペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置している。</u></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「<u>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））</u>」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、<u>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、ペDESTAL（ドライウエル部）注水</u>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<u>生じず</u>、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>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又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）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<u>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。</u>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、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器下部注水手段を整備している。</u>また、<u>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。</u></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「<u>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋デブリ冷却失敗</u>」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、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器下部注水</u>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床面で<u>0 cm</u>、壁面で約<u>4 cm</u>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 style="text-align: right;">(添付資料3.5.3)</p>	<p>る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 PRA により抽出される事故シーケンスの相違。 ・運用の相違 【東海第二】 島根 2号炉は、通常運転中に原子炉格納容器下部に水張りはしていない。 ・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】

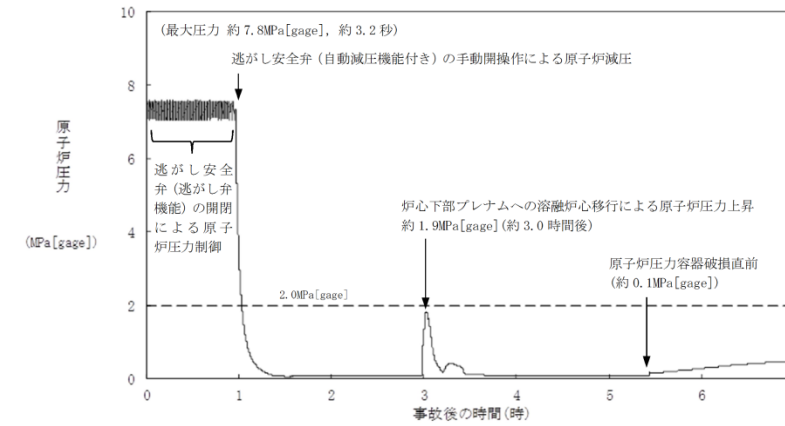
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>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、<u>災害対策要員</u>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、<u>格納容器下部注水系（常設）</u>による<u>ペDESTAL（ドライウエル部）</u>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、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>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、<u>格納容器代替スプレイ系（可搬型）</u>及び<u>ペDESTAL代替注水系（可搬型）</u>による<u>原子炉格納容器下部</u>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>	



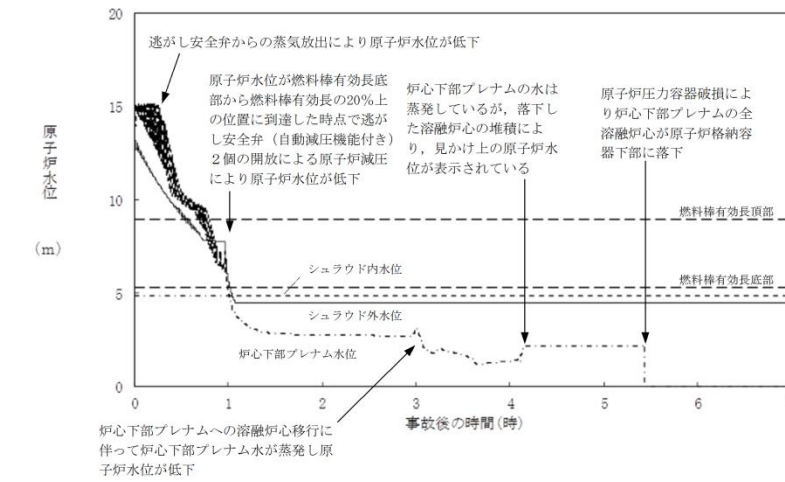
第 3.5.1 図 原子炉圧力の推移



第 3.5.2 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



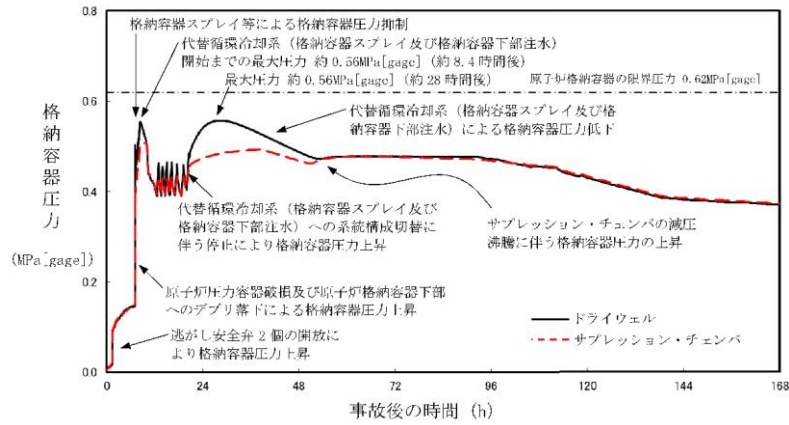
第 3.5.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移



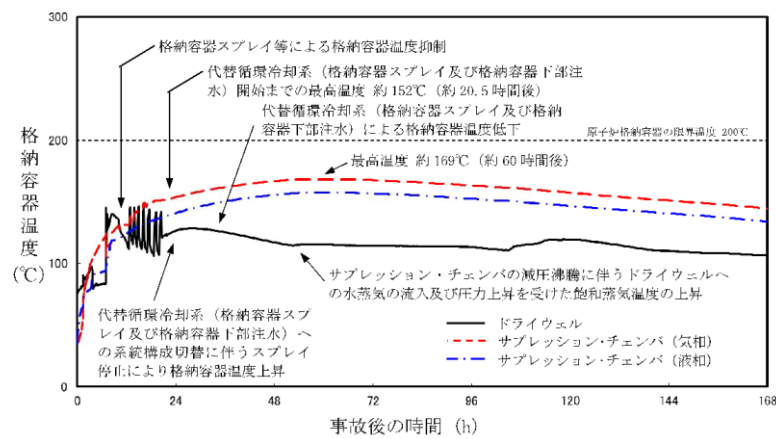
第 3.5.2-1(2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移

・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、原子炉圧力の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.7 図, 島根 2 号炉: 第 3.2.2-1(1) 図)

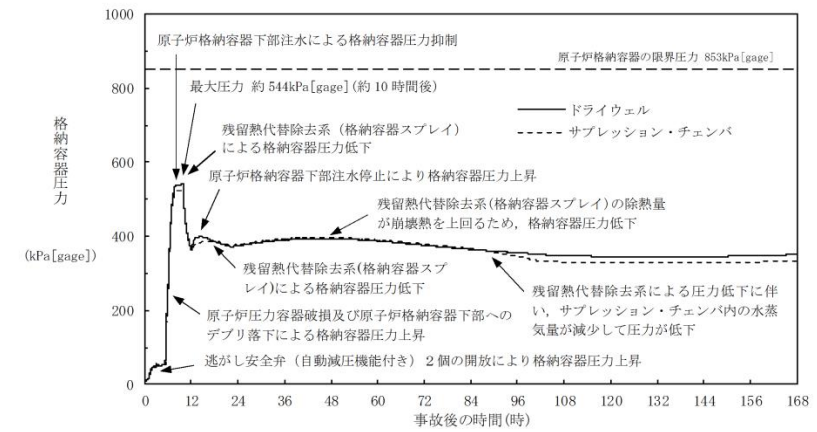
【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3 プラントとも、原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.8 図, 島根 2 号炉: 第 3.2.2-1(2) 図)



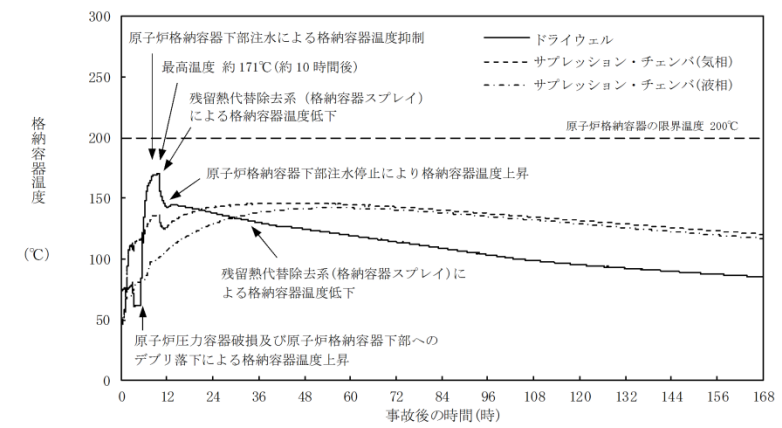
第 3.5.3 図 格納容器圧力の推移



第 3.5.4 図 格納容器温度の推移



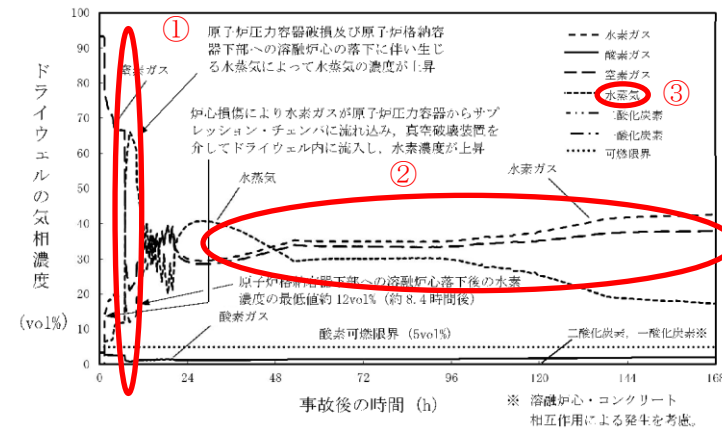
第 3.5.2-1(3) 図 格納容器圧力の推移



第 3.5.2-1(4) 図 格納容器温度の推移

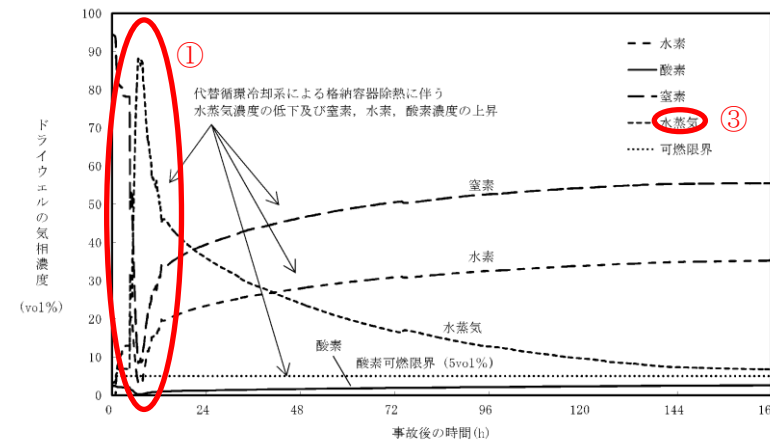
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3プラントとも、格納容器圧力の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7：第 3.2.9 図，島根 2 号炉：第 3.2.2-1(3) 図)

【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3プラントとも、格納容器温度の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7：第 3.2.10 図，島根 2 号炉：第 3.2.2-1(4) 図)

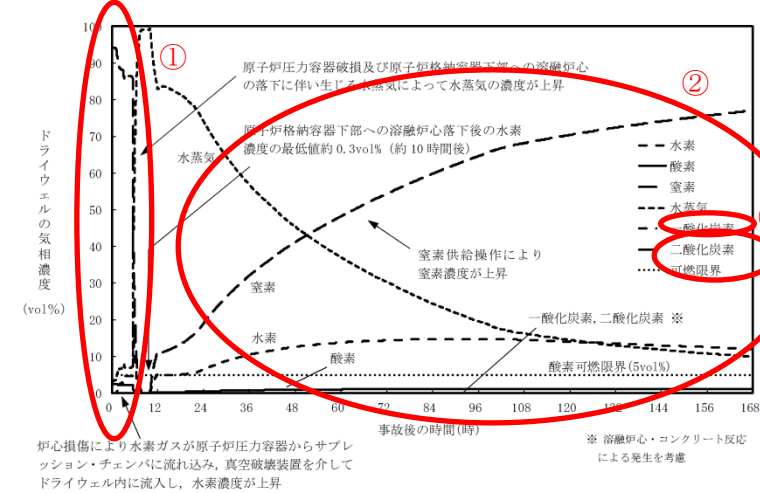


第 3.5.5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

【比較のため、「3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の一部を記載】

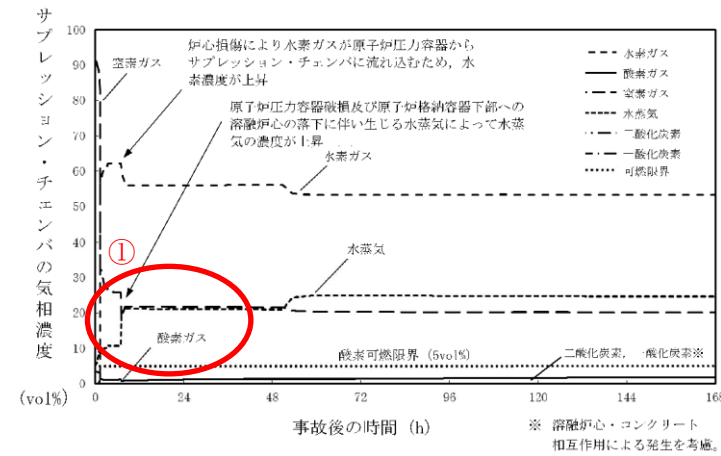


第 3.2-20 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

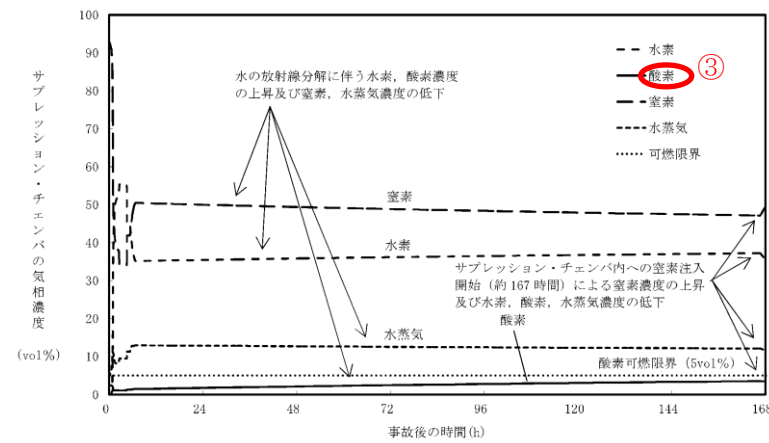


第 3.5.2-1(5) 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

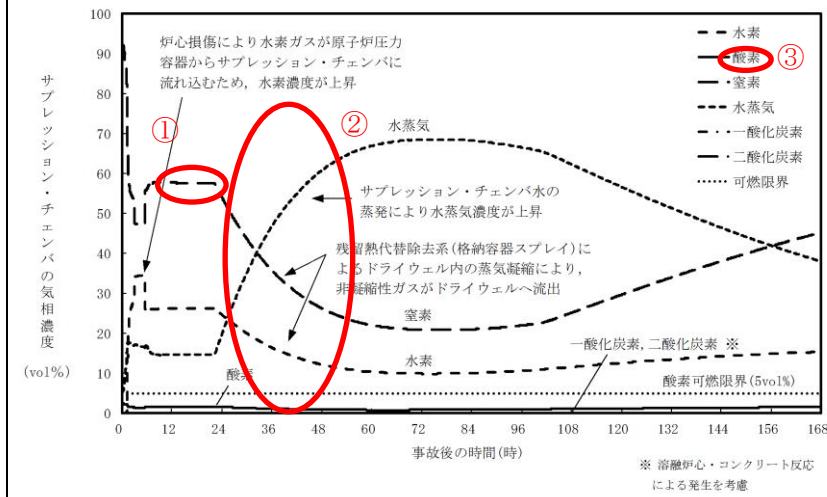
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①島根 2号炉は、溶融炉心落下によりドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気で満たされた状態となるが、柏崎 6/7 及び東海第二では、原子炉压力容器破損直後に格納容器スプレイを実施していることから、水蒸気が凝縮され水蒸気濃度は 100%程度まで上昇しない。
【柏崎 6/7】
 ②島根 2号炉は、ジルコニウム-水反応による水素発生量が柏崎 6/7 に比べて少ないため、相対的に窒素濃度が高い。
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ③水蒸気濃度は 3 プラントとも格納容器圧力に応じた挙動となっている。
 ④島根 2号炉は、MCCI により発生する CO₂ 及び CO についても記載しているが、東海第二ではコンクリート侵食は生じないため CO₂ 及び CO の発生なし。なお、CO₂、CO の影響についてはジルコニウム-水反応で発生する水素ガスの量に対して小さいため影響が小さいことを「3.5.2(3)b. 評価項目」にて記載している。



第 3.5.6 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 3.2-21 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)



第 3.5.2-1(6) 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)

・解析結果の相違

【柏崎 6/7】

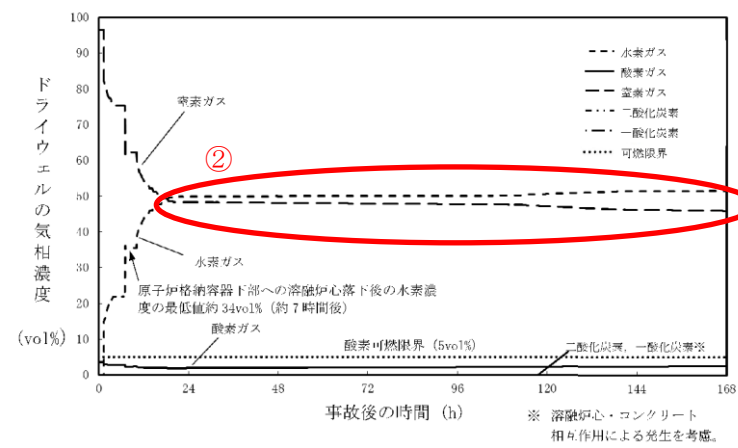
①島根 2号炉は、ジルコニウム-水反応による水素発生(初期に封入されている窒素に対する)割合が柏崎 6/7 に比べて少ないため、相対的に窒素濃度が高い。

【柏崎 6/7, 東海第二】

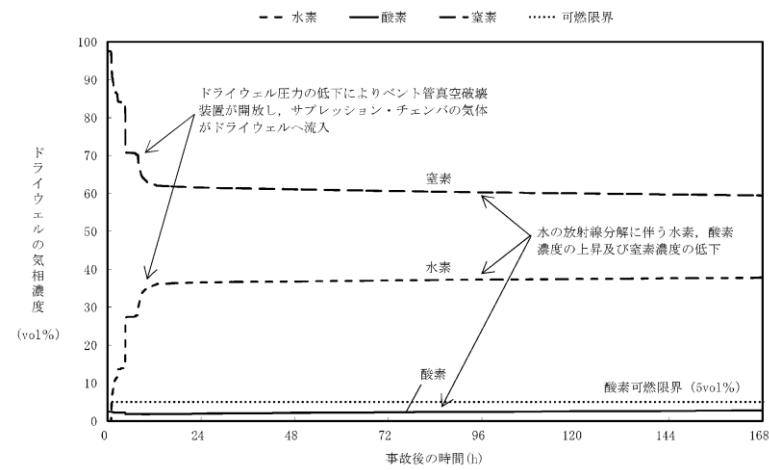
②島根 2号炉は、残留熱代替除去系によるドライウエル内の蒸気凝縮によって、サプレッション・チェンバからドライウエルへ非凝縮性ガスが流出することにより非凝縮性ガスの濃度が減少するとともに水蒸気濃度が上昇している。(設備の除熱量や格納容器除熱開始のタイミング等により 3社の挙動はそれぞれ異なる。)

【東海第二】

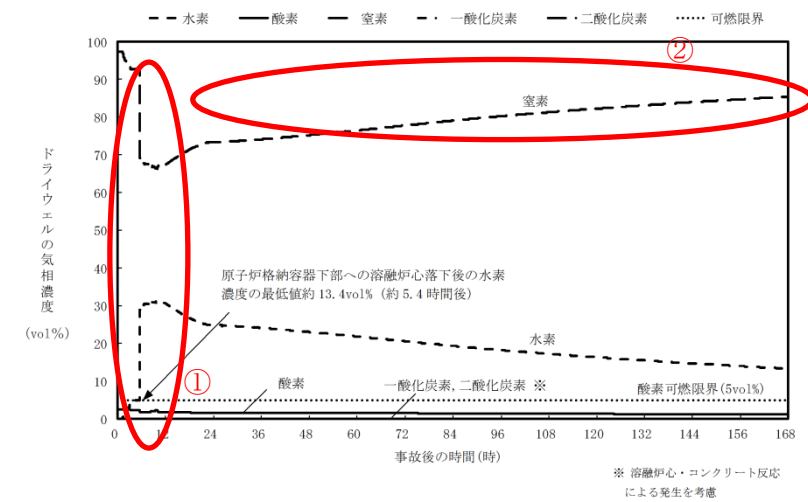
③島根 2号炉は、設備の除熱量の違いにより、東海第二と比較して水蒸気量が多いため、酸素濃度の上昇が比較的遅い。



第 3.5.7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

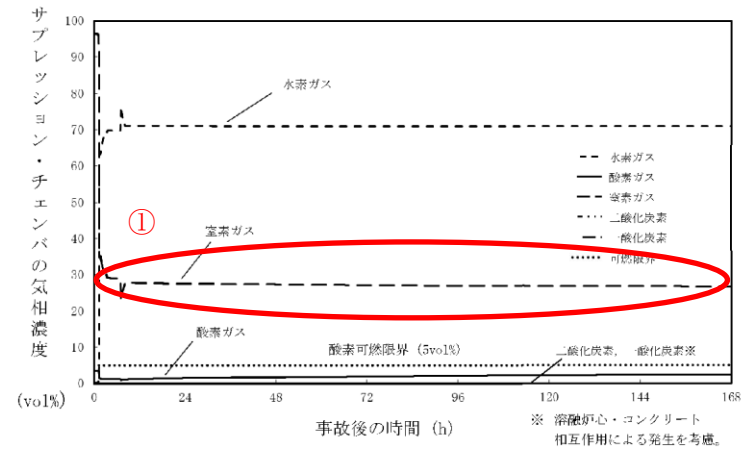


第 3.2-24 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

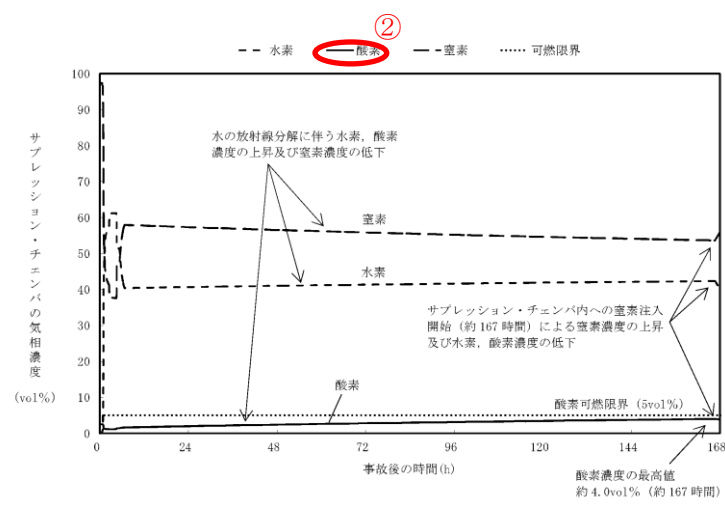


第 3.5.2-1(7) 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①島根 2号炉は、RPV 破損直後に格納容器スプレイを実施しないため、溶融炉心の崩壊熱で発生する水蒸気によりドライウエル内の窒素ガスがサブプレッション・チェンバに追い出され、窒素ガス濃度が低下する。事象発生 10 時間後に格納容器スプレイを実施することでサブプレッション・チェンバから窒素ガスが流入することで濃度が上昇する。
 さらに 12 時間後から窒素ガスを注入することで濃度が上昇する。
【東海第二】
 ②島根 2号炉は、ジルコニア-水反応による水素発生割合が柏崎 6/7 に比べて少なく、また窒素ガスを注入することから、相対的に窒素濃度が高い。

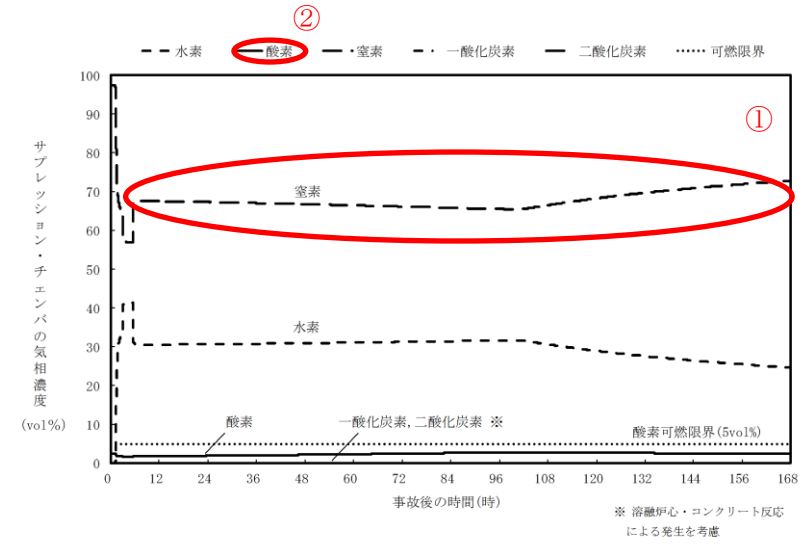


第 3.5.8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



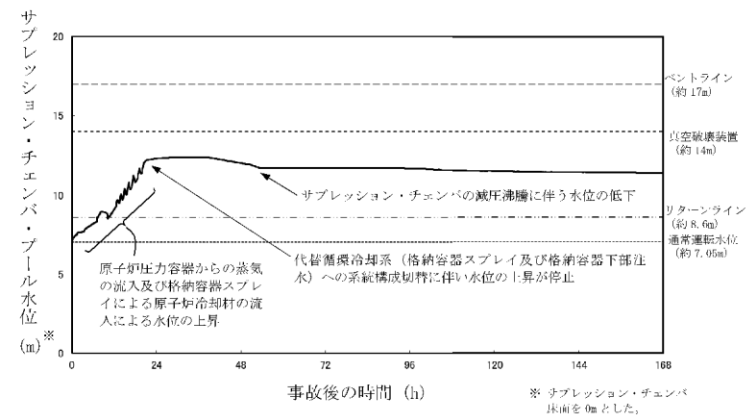
第 3.2-25 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

【ここまで】

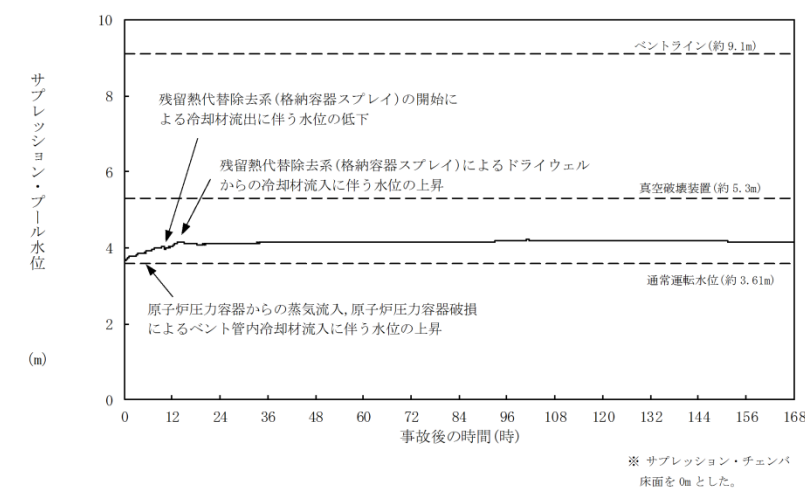


第 3.5.2-1(8) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 ①島根 2号炉は、窒素注入はドライウエル側のみであるため、ドライウエルへの窒素注入開始（事象発生から 12 時間）後に、当初サブプレッション・チェンバの窒素濃度は上昇しないが、残留熱代替除去系による格納容器の除熱量が崩壊熱量を上回った時点で、サブプレッション・プール水からの蒸発量が減少し、サブプレッション・チェンバの圧力がドライウエルの圧力を下回ることにより、ドライウエルに注入した窒素がサブプレッション・チェンバに流入し、サブプレッション・チェンバの窒素濃度が上昇する。
【東海第二】
 ②島根 2号炉は、設備の除熱量の違いにより、東海第二と比較して水蒸気量が多いため、酸素濃度の上昇が比較的遅い。

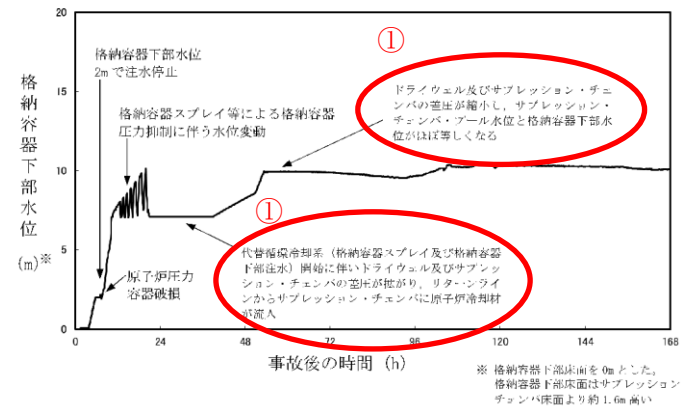


第 3.5.9 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移

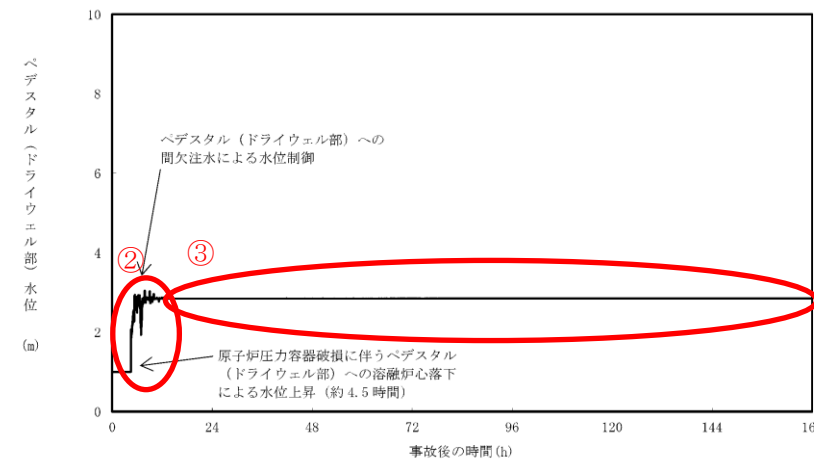


第 3.5.2-1(9)図 サプレッション・プール水位の推移

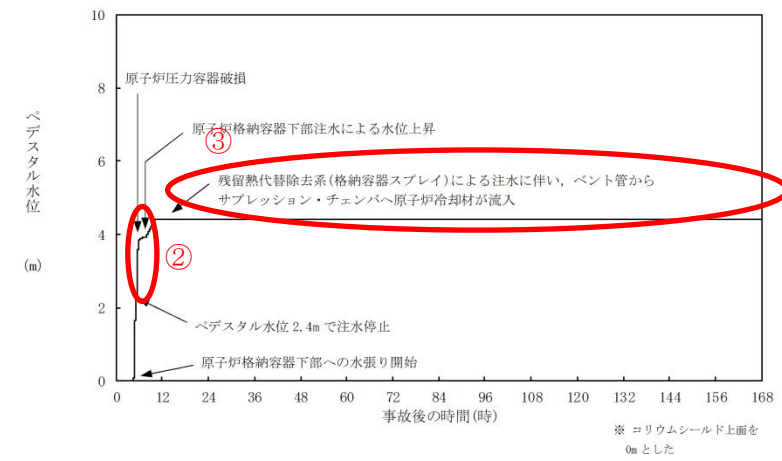
・記載方針の相違
【東海第二】
 島根 2 号炉は、事象進展の説明に必要な図面を再掲しているが、東海第二では本項で確認する評価項目に関連するもののみ記載している。なお、3プラントとも、サプレッション・プール水位の推移は「3.2 DCH」に記載しており差異理由等は DCH 側に記載。(柏崎 6/7: 第 3.2.11 図, 島根 2 号炉: 第 3.2.2-1(5)図)



第 3.5.10 図 格納容器下部水位の推移

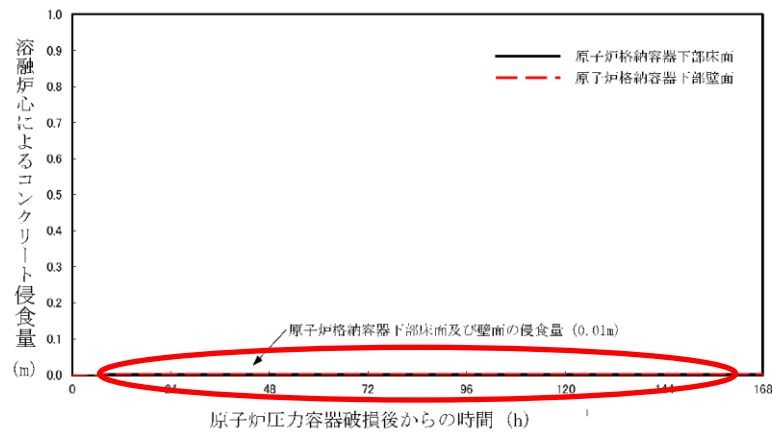


第 3.5-1 図 ペDESTAL (ドライウェル部) の水位の推移

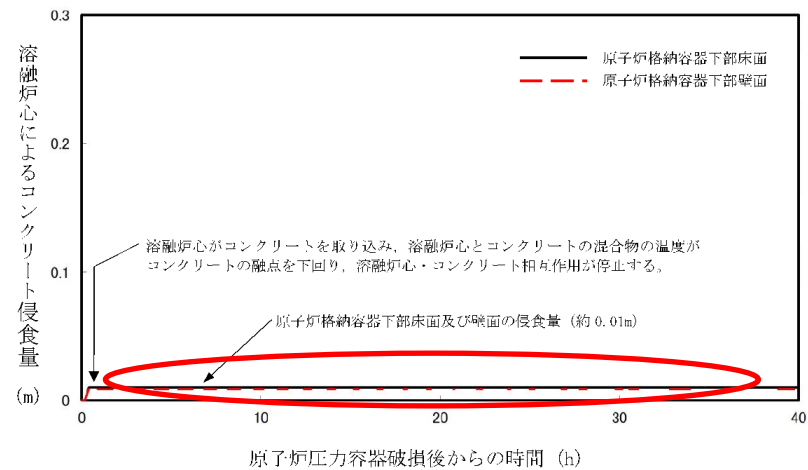


第 3.5. 2-1(10)図 ペDESTAL水位の推移

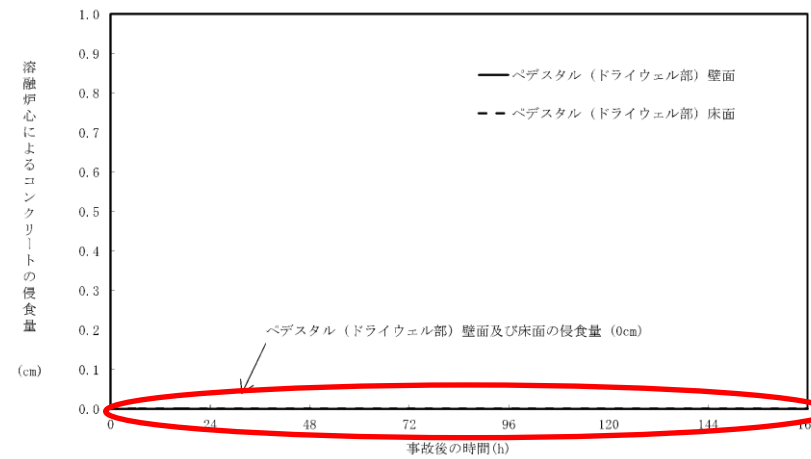
・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
 ①ABWR の構造に基づく挙動であり、BWR5 である島根 2 号炉では同様の挙動はない。
【東海第二】
 ②島根 2 号炉は、熔融炉心落下後に崩壊熱相当に余裕を見た流量で注水を実施しており、ペDESTAL 水位は上昇傾向となる。東海第二では格納容器下部水位をドライウェル水位制御しているため、格納容器下部水位が変動する。
 ③島根 2 号炉は、残留熱代替除去系起動以降は、ベント管下端までペDESTAL 水位が上昇し、ドライウェルからベント管を経由してサプレッション・チェンバに移行することから、ペDESTAL 水位は上昇しない。東海第二においても冷却水はベント管を経由してサプレッション・チェンバに移行することから同様の挙動となる。



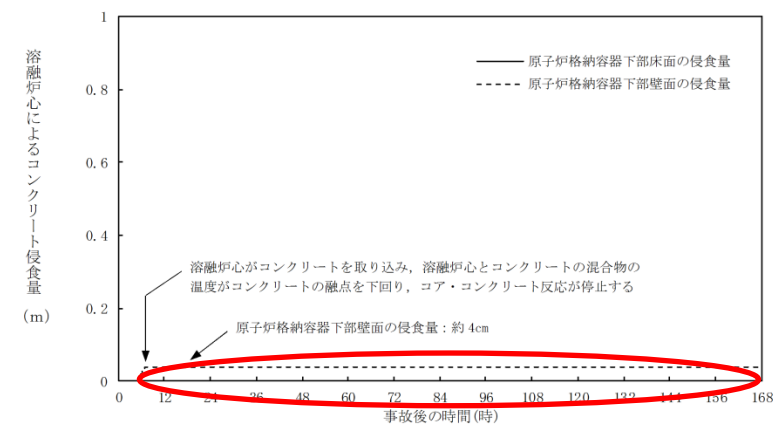
第3.5.11 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



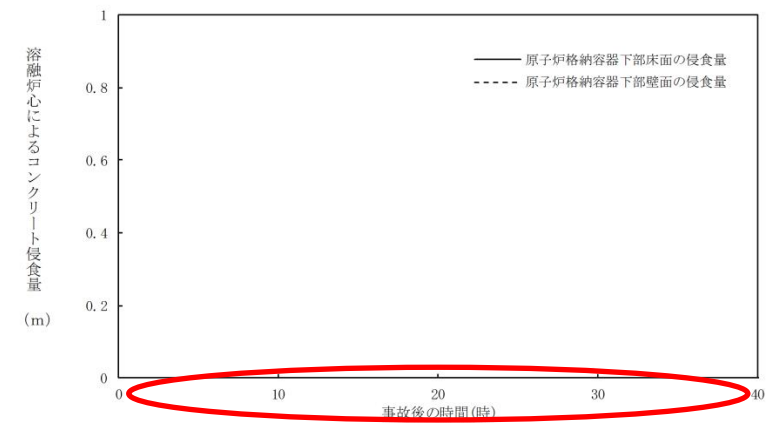
第3.5.12 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)



第3.5-2 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



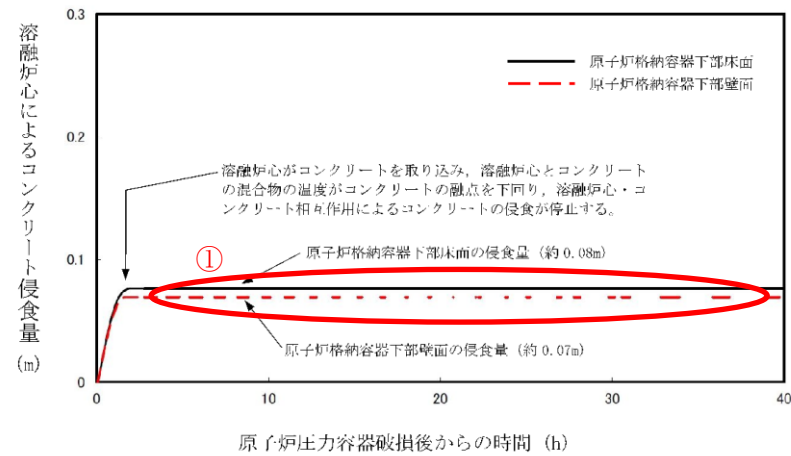
第3.5.2-1(11) 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



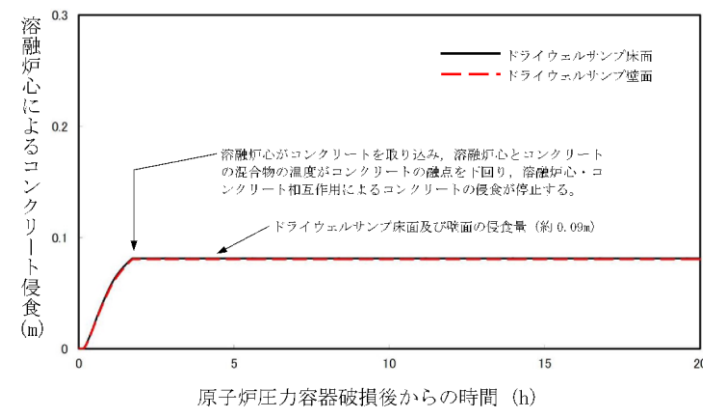
第3.5.3-1(1) 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

・解析結果の相違
【東海第二】
 島根2号炉は、柏崎6/7と同様に、原子炉圧力容器破損以降はコリウムシールドを設置していない原子炉格納容器下部壁面について、コンクリートに侵食が生じているが、東海第二では、ペDESTAL (ドライウェル部) の壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、コンクリート侵食は生じない。

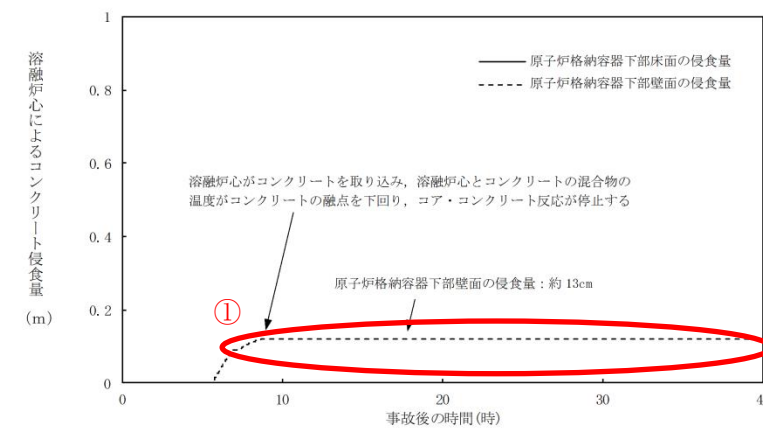
【柏崎6/7】
 島根2号では、拡がりを抑制した場合の方が溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、除熱量が大きくなることで、コンクリート侵食は生じていない。



第 3.5.13 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 3.5.14 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)

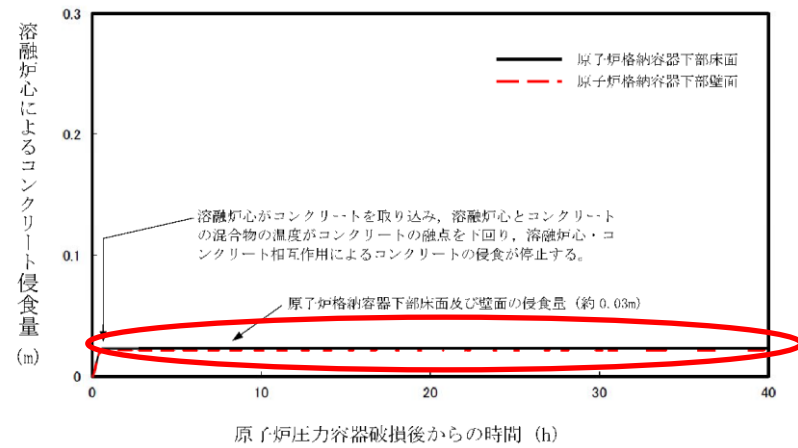


第 3.5.3-1(2) 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)

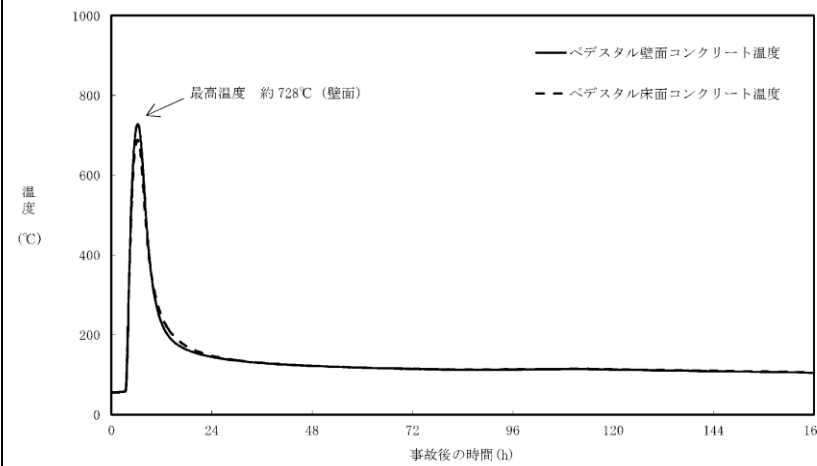
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
①ベースケースよりも、コンクリート侵食量が増加しており、島根 2 号炉と柏崎 6/7 で同様の傾向となっている。

・記載方針の相違
【東海第二】
東海第二では、ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、侵食は生じないため、グラフを記載していない。

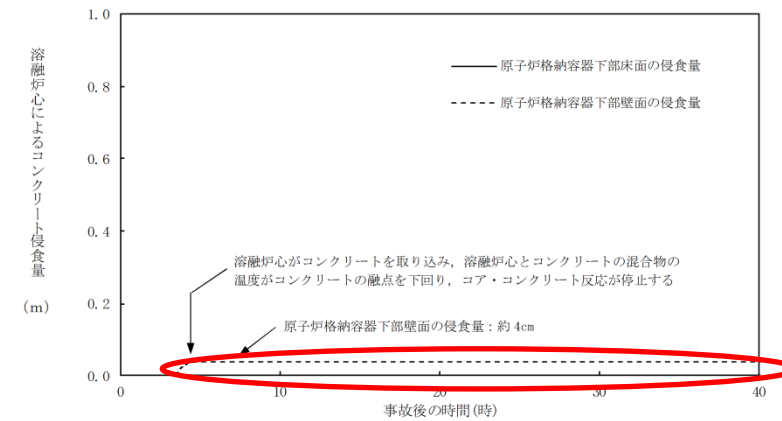
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
柏崎 6/7 では、サンプルへのデブリ流入防止のためにコリウムシールドを設置しており、コリウムシールドの堰を越えてサンプルへのデブリ流入を仮定した評価を記載。



第 3.5.15 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
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)



第 3.5-3 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



第 3.5.3-1(3) 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
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
コンクリート侵食量についてベースケースと大きな差は見られず、島根 2号炉と柏崎 6/7 で同様の傾向となっている。

・記載方針の相違
【東海第二】
東海第二では、コリウムシールドの侵食や物性値の不確かさを考慮した感度解析により影響評価を実施。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.1</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉格納容器安定状態：溶融炉心・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侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.2.8</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)</p> <p>「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>格納容器安定状態：</u> <u>重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能(代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置)により、格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ、また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL(ドライウエル部)床面及び壁面の侵食が防止されるとともに、格納容器の除熱及び侵食の防止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.1</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (溶融炉心・コンクリート相互作用)</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態：溶融炉心・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侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</u></p>	<p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>格納容器破損モード「DCH, FCI, MCCI」における格納容器破損防止対策の有効性について、1つのシナリオで評価しており、島根2号炉では事象進展後の格納容器破損モードである「MCCI」において、安定状態を整理している。</p>
<p>【安定状態の確立について】</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態の確立について</u> <u>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崩壊熱相当量の注水を継続することにより、溶融炉心・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侵食の停止を維持でき、原子炉格納容器安定状態が確立される。</u></p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p><u>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。</u></p> <p>安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉格納容器除熱機能として<u>代替循環冷却系</u>の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス封入(パージ)</p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p><u>代替循環冷却系による格納容器除熱により格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり、格納容器雰囲気温度は150℃を下回るとともに、格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)注水及び代替循環冷却系による格納容器除熱により溶融炉心は冷却維持され、格納容器安定状態が確立される。</u></p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p><u>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を確立できる。</u> <u>代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。</u></p> <p>安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>①格納容器除熱機能として<u>代替循環冷却系</u>の使用又は残留熱除去系復旧による冷却への移行</p> <p>②格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント(窒素注入)並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧</p>	<p>【安定状態の確立について】</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態の確立について</u> <u>ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への崩壊熱相当量の注水を継続することにより、溶融炉心・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侵食の停止を維持でき、原子炉格納容器安定状態が確立される。</u></p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p><u>残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。</u></p> <p>安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。</p> <p>① 原子炉格納容器除熱機能として<u>残留熱代替除去系</u>の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行</p> <p>② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス封入(パージ)</p>	<p>・解析条件の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2. 1. 1 別紙 1)</p>	<p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水等の確保</p> <p>④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保</p>	<p>③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧</p> <p>④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 2. 1. 1 別紙 1)</p>	

第2表 解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(5/5)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	機器条件			
原子炉スクラム信号	原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	タービン蒸気加減速信号閉鎖 信号又は原子炉保護装置電源喪失	短時間で原子炉スクラム信号が出力維持される確率を低減して、外部電源喪失時に待機タービン蒸気加減速信号閉鎖及び原子炉保護装置電源喪失による原子炉スクラム信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉内位低 (レベル4-3) 信号 原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	短時間で原子炉スクラム信号が出力維持される確率を低減して、外部電源喪失時に待機タービン蒸気加減速信号閉鎖及び原子炉保護装置電源喪失による原子炉スクラム信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止 (事象発生と同時に)	電源喪失によるポンプ停止 (事象発生と同時に) として設定	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
逃がし弁機能	逃がし弁機能 (自動減圧機能) の2番を閉鎖することによる原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	安全弁機能 7.79MPa[gage] ~ 8.31MPa[gage] 305.2 t/h (1 個当たり) ~ 410.6 t/h (1 個当たり) (設計値)	逃がし弁機能 (自動減圧機能) の2番を閉鎖することによる原子炉内位低 (レベル4-3) 信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
格納容器冷却剤供給ポンプ	代替冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量: 約10MW以上	代替冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量: 約10MW以上	代替冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量を低減することによる原子炉内位低 (レベル4-3) 信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
格納容器冷却剤供給ポンプ	格納容器冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量: 約10MW以上	格納容器冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量: 約10MW以上	格納容器冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量を低減することによる原子炉内位低 (レベル4-3) 信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
原子炉スクラム信号	原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	タービン蒸気加減速信号閉鎖 信号又は原子炉保護装置電源喪失	短時間で原子炉スクラム信号が出力維持される確率を低減して、外部電源喪失時に待機タービン蒸気加減速信号閉鎖及び原子炉保護装置電源喪失による原子炉スクラム信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (4/4)

項目	解析条件 (初期条件、事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	機器条件			
原子炉スクラム信号	原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	タービン蒸気加減速信号閉鎖 信号又は原子炉保護装置電源喪失	短時間で原子炉スクラム信号が出力維持される確率を低減して、外部電源喪失時に待機タービン蒸気加減速信号閉鎖及び原子炉保護装置電源喪失による原子炉スクラム信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉内位低 (レベル4-3) 信号 原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	短時間で原子炉スクラム信号が出力維持される確率を低減して、外部電源喪失時に待機タービン蒸気加減速信号閉鎖及び原子炉保護装置電源喪失による原子炉スクラム信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止 (事象発生と同時に)	電源喪失によるポンプ停止 (事象発生と同時に) として設定	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
逃がし弁機能	逃がし弁機能 (自動減圧機能) の2番を閉鎖することによる原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	安全弁機能 7.79MPa[gage] ~ 8.31MPa[gage] 305.2 t/h (1 個当たり) ~ 410.6 t/h (1 個当たり) (設計値)	逃がし弁機能 (自動減圧機能) の2番を閉鎖することによる原子炉内位低 (レベル4-3) 信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
格納容器冷却剤供給ポンプ	代替冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量: 約10MW以上	代替冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量: 約10MW以上	代替冷却剤供給ポンプから緊急用海水への伝熱容量を低減することによる原子炉内位低 (レベル4-3) 信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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
原子炉スクラム信号	原子炉内位低 (レベル4-3) 信号	タービン蒸気加減速信号閉鎖 信号又は原子炉保護装置電源喪失	短時間で原子炉スクラム信号が出力維持される確率を低減して、外部電源喪失時に待機タービン蒸気加減速信号閉鎖及び原子炉保護装置電源喪失による原子炉スクラム信号の発生を抑制する。原子炉内位低 (レベル4-3) 信号出力に与える影響は小さい。	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

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.3</p> <p>溶融炉心の崩壊熱及び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、 <u>格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合及びコリウムシールド内側への越流を考慮した場合</u>のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p>1. 評価の目的 今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、プラント損傷状態を TQUV としており、溶融炉心から原子炉格納容器下部のプール水への熱流束は、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定した上で、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。 ベースケースの条件設定に対し、崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）についてコンクリート侵食量に対する感度を確認した。崩壊熱についての感度を確認した理由は、プラント損傷状態を LOCA とする場合、TQUV の場合よりも早く原子炉圧力容器が破損に至ることを確認したためである。上面熱流束についての感度を確認した理由は、「<u>重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</u>」の添付 3「溶融炉心・コンクリート相互作用について」において、解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。 また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。 <u>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心はコリウムシールドによってせき止められるため、多量にドライウェル高電導度廃液サ</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.1</p> <p>コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.3</p> <p>溶融炉心の崩壊熱及び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、 <u>原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合</u>のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p>1. 評価の目的 今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、プラント損傷状態を TQUV としており、溶融炉心から原子炉格納容器下部のプール水への熱流束は、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定したうえで、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。 ベースケースの条件設定に対し、崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）についてコンクリート侵食量に対する感度を確認した。崩壊熱についての感度を確認した理由は、プラント損傷状態を LOCA とする場合、TQUV の場合よりも早く原子炉圧力容器が破損に至ることを確認したためである。上面熱流束についての感度を確認した理由は、<u>解析コード (MAAP コード) ^[1] の「添付 3 溶融炉心・コンクリート相互作用について」</u>において、解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。 また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>ンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプル（以下「ドライウエルサンプル」という。）に流入することは無いと考える。細粒化された溶融炉心が水中に浮遊することにより、僅かな量がコリウムシールドの内側に移行することは考えられるが、細粒化された溶融炉心は周囲の水によって十分に冷却されていると考えられることから、仮に僅かな量の細粒化された溶融炉心がドライウエルサンプルに移行しても、ドライウエルサンプル床面を有意に侵食するものではないと考える。ただし、溶融炉心に対してポロシティを考慮する場合、溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えて、ドライウエルサンプルに流入することが考えられるため、ポロシティをパラメータとしてドライウエルサンプル床面及び壁面の侵食量を評価した。また、コリウムシールドは溶融物の落下量を保守的に考慮して設計しているが、併せてポロシティを考慮すると、溶融物の一部はドライウエルサンプルの内側に流入すると考えられる。このため、溶融物の落下量に対するドライウエルサンプル床面の侵食量の感度を確認する観点から、溶融物の落下量を保守的に考慮し、ポロシティを考慮した場合のドライウエルサンプル床面及び壁面の侵食量を評価した。</u></p> <p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) <u>格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、<u>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評価条件と同様、電源の有無にかかわ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。</u> <p>(2) <u>格納容器下部の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部に落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、800kW/m²一定とした。これは、Kutateladze 型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定 	<p>【比較のため、「2. 解析コードにおける不確かさの影響 (2) 感度解析」の一部を記載】</p> <p>(2) 感度解析</p> <p>a. <u>溶融炉心上面熱流束の感度解析【感度解析①】</u></p> <p>(a) 解析条件</p> <p>解析条件を第 2 表に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束については、上面熱流束の不確かさを考慮した 800kW/m² (一定) とする。また、対象シーケンスは、事象進展が早く、崩壊熱が</p>	<p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほかの評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、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評価条件と同様、電源の有無にかかわ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。この場合、<u>事象発生直後から原子炉冷却材が流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が早まり、崩壊熱は大きくなる。</u> <p>(2) <u>原子炉格納容器下部の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部に落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、800kW/m²一定とした。これは、Kutateladze 型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定 	<p>柏崎 6/7 では、コリウムシールド堰を越えてサンプルへのデブリ流入を仮定した評価を記載。</p> <p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、起因事象を LOCA とした感度解析で影響を確認していることによる記載の相違。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>した場合、上面熱流束が800kW/m²程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは上面熱流束を800kW/m²相当(圧力依存有り)としている。ベースケースにおける<u>圧力容器破損後の格納容器圧力は、約0.4MPa[abs]以上で制御されていることから、ベースケースにおける上面熱流束は、約1,400kW/m²(格納容器圧力約0.4MPa[abs]において)以上となる。</u></p> <p>(3) <u>格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。 評価体系(円柱)の高さは2m(初期水張り高さ)、底面積は約22m²(原子炉格納容器下部床面積の約1/4)とし、評価体系(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。 崩壊熱はベースケースにおける溶融炉心落下時刻(事象発生から約7時間後)の値とし、上面熱流束は、格納容器圧力への依存性を考慮した。 <p>(4) <u>溶融炉心の一部がコリウムシールドを越えてドライウエルサンプに流入する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> MAAPコードでは、ドライウエルサンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をドライウエルサンプの床面積に合わせた円柱で模擬した。 ドライウエルサンプへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置、コリウムシールド高さ、ドライウエルサンプの形状)は、6号炉と7号炉を比較して、<u>ドライウエルサンプ越流時の流入量が多く、ドライウエルサンプの床面積が小さく上面から水への除熱量が少なくなる7号炉で代表させた。</u> ポロシティの評価範囲は0.26(面心立方格子、最稠密)、0.32(体心立方格子)、0.4(MAAP標準値)、0.48(単純立方格子)の範囲とした。ポロシティについては、おおむね0.3以 	<p><u>大きくなり、侵食を厳しくする観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し、原子炉圧力容器が破損するシーケンス」とする。</u></p>	<p>した場合、上面熱流束が800kW/m²程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは上面熱流束を800kW/m²(圧力依存有り)としている。ベースケースにおける<u>原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力は、約0.2MPa[gage]以上で制御されていることから、ベースケースにおける上面熱流束は、約1,300kW/m²(格納容器圧力約0.2MPa[gage]において)以上となる。</u></p> <p>(3) <u>原子炉格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。 評価体系(円柱)の高さは2.4m(初期水張り高さ)、底面積は約11m²(原子炉格納容器下部床面積の約2/5)とし、評価体系(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。 	<p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7】 初期水張り深さの相違。</p> <p>・設備設計の相違(原子炉格納容器下部床面積) 【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプへのデブリ流入を仮定した場合の感度解析を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>上と報告されているが、ポロシティに対する侵食量の感度を確認する観点から、ポロシティの最小値について、本評価では仮想的に0.26を設定した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・崩熱熱は事象発生から7時間後、上面熱流束はポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した値とした。</u> <u>・下部ドライウエルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)は表1のとおりとした。これを踏まえ、各ポロシティを用いた場合のドライウエルサンプル内への溶融炉心の流入量を以下のとおり考慮し、表1のとおりドライウエルサンプル内の溶融炉心の堆積高さを設定した。</u> <ul style="list-style-type: none"> <u>(i) コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がドライウエルサンプルの体積未満の場合</u> ポロシティが0.26のケースでは、コリウムシールドの高さ以上に堆積する溶融炉心の量がドライウエルサンプル2つ分の容量(ドライウエルサンプルの床面積の小さい7号炉で代表)未満であることから、二つのドライウエルサンプルに均一に溶融炉心が流入すると想定し、堆積厚さを約0.7mとした。 <u>(ii) コリウムシールドの高さ以上に堆積し、コリウムシールドの内側に流入するものと見なす溶融炉心の量がドライウエルサンプルの体積以上の場合</u> ポロシティが0.32、0.4及び0.48のケースでは、溶融炉心の流入量がドライウエルサンプル2つ分(ドライウエルサンプルの床面積の小さい7号炉で代表)の容量を上回る。溶融炉心がコリウムシールドの内側のドライウエルサンプルの外の領域にも堆積するため、ドライウエルサンプル及びコリウムシールドの内側のドライウエルサンプルの外の領域に堆積した場合の堆積高さを用いてドライウエルサンプル床面の侵食量評価を行った。 <p><u>(5) 溶融物の落下量を保守的に考慮する場合</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <u>・MAAPコードでは、ドライウエルサンプルのような直方体の形状を模擬できないため、床面積をドライウエルサンプルの床面積に合わせた円柱で模擬した。</u> <u>・ドライウエルサンプルへの流入量を考慮する上で必要となる格納容器下部のモデル(コリウムシールド設置位置、コリウ</u> 			<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7では、原子炉格納容器下部の床面にドライウエルサンプルが設置されており、ドライ</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>ムシールド高さ、ドライウェルサンプの形状)は、6号炉と7号炉を比較して、7号炉のコンクリート侵食量の方が多いことを確認し、7号炉で代表させた。</u></p> <p><u>・ポロシティは概ね0.3以上と報告されていることを踏まえ、現実的に厳しめの値として、保守的に0.32(体心立方格子の値)とした。</u></p> <p><u>・崩熱熱は事象発生から7時間後、上面熱流束はポロシティ及び格納容器圧力への依存性を考慮した値とした。</u></p> <p><u>・下部ドライウェルでの溶融炉心の堆積高さ(コリウムシールドに囲まれた床面積を除いた場合)はポロシティ及び落下物量の想定から、溶融炉心がコリウムシールド内を埋め、更に格納容器下部全体に堆積する高さ(格納容器下部床面から約0.66m(ドライウェルサンプ床面から約2.06m))とした。</u></p> <p>3. 評価結果</p> <p>(1) <u>格納容器下部</u>の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <p>評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面で約3cm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ことを確認した。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伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、<u>ベースケースにおける原子炉格納容器下部</u>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<u>最低値を示すが</u>、ウェット条件で12vo1%以上、ドライ条件で34vo1%以上※となり、ドライ条件において13vo1%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vo1%以下、ドライ条件で2.6vo1%以下であり、5vo1%を下回ることから、<u>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無い。</u></p>		<p>3. 評価結果</p> <p>(1) <u>原子炉格納容器下部</u>の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <p>評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で0cm、壁面で約4cm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ことを確認した。コンクリートの侵食量がわずかであることから、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伴う可燃性ガスの発生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ベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、<u>本評価における原子炉格納容器下部</u>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、ウェット条件で約0.1vo1%以上、ドライ条件で約24.8vo1%以上となり、ドライ条件において13vo1%を上回る。一方、酸素濃度は<u>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)においてもウェット条件で約2.4vo1%、ドライ条件で約2.9vo1%であり、5vo1%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無い。</u></p>	<p>ウェルサンプにおけるコンクリート侵食量を厳しめに評価するため、溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の感度解析を実施している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、コリウムシールドを設置しており、原子炉格納容器下部床面でのコンクリート侵食は生じない。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、感度解析ケースにおける可燃性ガスの評価を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>格納容器下部の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</u></p> <p>評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約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ことを確認した。本感度解析ケースでは、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、ベースケースでもジルコニウム-水反応によって約1400kg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。</p> <p>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、<u>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、ベースケースにおいても、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13vol%を上回る。</u>このことから、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスをベースケースの結果に加えたとしても、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉心・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、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、本感度解析ケースの溶融炉心・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をベースケースの結果に加える場合、<u>原子炉格納容器内の酸素濃度はベースケース(3.5.2(3) b 参照)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。</u>このため、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼が発生するお</p>	<p>(b) 解析結果</p> <p>評価結果を第3表に示す。<u>ペDESTALのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は、2,100℃未満であり、コリウムシールドを設置することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。</u>このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p>	<p>(2) <u>原子炉格納容器下部の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合</u></p> <p>評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で0cm、壁面で約13cmに抑えられ、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。本感度解析ケースでは、溶融炉心・コンクリート相互作用によって約41kg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422kg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。</p> <p>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、可燃性ガスの燃料の可能性に及ぼす影響について、本評価における<u>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、サブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約6.1vol%以上、ドライ条件で約30.9vol%以上となり、ドライ条件において13vol%を上回る。</u>このことから、本感度解析において評価した、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスを、本評価の結果に加えたとしても、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約35kg、一酸化炭素が約6kg、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、<u>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)でもサブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約1.5vol%、ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。</u>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、本感度解析ケースの溶融炉心・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</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>島根2号炉は、コリウムシールドを設置しており、原子炉格納容器下部床面でのコンクリート侵食は生じない。なお、原子炉格納容器下部壁面におけるコンクリート侵食量はベースケースよりも増加しており、柏崎6/7と同様の傾向となっている。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、感度解析ケースにおける可燃性ガスの評価を実施している。</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>それは無い。</p> <p>※ <u>原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、サブプレッション・チェンバよりもドライウエルの方がおおむね低く推移する。最も低い値は、ウェット条件では事象発生から約 8.4 時間後のドライウエルにおいて約 12vol%，ドライ条件では事象発生の約 7 時間後のドライウエルにおいて約 34vol%であり、最も低い値であっても 13vol%を上回ることから、水素燃焼を防止するための事故対応の観点では酸素濃度を 5vol%未満に維持することが重要となる。なお、事象発生から 20.5 時間後に開始する、代替原子炉補機冷却系による代替循環冷却開始以降、原子炉格納容器内の気相濃度の変化が緩やかになる。サブプレッション・チェンバと比較して水素濃度がおおむね低く推移するドライウエルの水素濃度は、ウェット条件では約 30vol%から徐々に上昇して 168 時間後に約 43vol%となり、ドライ条件では約 53vol%で安定する。気相濃度の推移の詳細は第 3.5.5 図から第 3.5.8 図参照。</u></p> <p>(3) <u>格納容器下部の評価において熔融炉心の拡がりを抑制する場合</u></p> <p>評価結果を図 3 に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約 1cm 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ことを確認した。<u>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伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース (3.5.2 (3) b 参照) と同じとなる。なお、ベースケース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 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、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無い。</u></p>		<p><u>価する場合、上記の酸素濃度 (ウェット条件で 1.5vol%，ドライ条件で 4.1vol%) 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無い。</u></p> <p>(3) <u>原子炉格納容器下部の評価において熔融炉心の拡がりを抑制する場合</u></p> <p>評価結果を図 3 に示す。評価の結果、<u>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。熔融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず、格納容器圧力や原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。</u>なお、<u>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、サブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 10.2vol%以上、ドライ条件で約 24.4vol%以上となり、ドライ条件において 13 vol%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 1.6vol%，ドライ条件で約 2.6vol%であり、5 vol%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無い。</u></p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号では、コリウムシールドを設置しており、原子炉格納容器下部床面でのコンクリート侵食は生じない。</p> <p>・整理方針の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号では、感度解析ケースにおける可燃性ガスの評価を実施している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) <u>熔融炉心の一部がコリウムシールドを越えてドライウエルサンプルに流入する場合</u></p> <p><u>評価結果を表2に示す。ドライウエルサンプル床面の侵食量は最大約5cmであり、鋼製ライナの損傷には至ることは無く、ドライウエルサンプル壁面の侵食量は最大約5cmであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。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伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3)b参照)と同じとなる。なお、ベースケース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ガス濃度は、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13vol%を上回る。一方、酸素ガス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、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無い。</u></p> <p>(5) <u>熔融物の落下量を保守的に考慮する場合</u></p> <p><u>評価結果を図4に示す。ドライウエルサンプル床面の侵食量は約9cmであり、鋼製ライナの損傷に至ることは無く、ドライウエルサンプル壁面の侵食量は約9cmであり、外側鋼板の損傷に至ることは無いことを確認した。本評価における侵食量は(2)と同等であることから、可燃性ガスの発生量についても同程度と考えられ、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影響は(2)と同様に整理できるものと考えられる。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く、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無い。</u></p>	<p>b. <u>伝熱物性値温度依存性の感度解析【感度解析②】</u></p> <p><u>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、「4. コリウムシールドの侵食及び伝熱物性値の温度依存</u></p>		<p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプルへのデブリ流入を仮定した場合の感度解析を実施している。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7】 柏崎6/7では、原子炉格納容器下部の床面にドライウエルサンプルが設置されており、ドライウエルサンプルにおけるコンクリート侵食量を厳しめに評価するため、熔融物の落下量を保守的に考慮する場合の感度解析を実施している。</p> <p>・整理方針の相違 【東海第二】 東海第二では、格納容</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. まとめ</p> <p>溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によって原子炉格納容器下部のコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート侵食量は、最もコンクリート侵食量が多い結果となった<u>溶融物の落下量を保守的に考慮した場合であってもドライウエルサンプ床面で約9cm及び壁面で約9cmであり、</u>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>また、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を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃焼のリスクを高めるものではないことを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p><u>性を考慮した感度解析」において、コリウムシールドの侵食が生じた場合の影響と併せて確認する。なお、伝熱物性値の温度依存性の取扱いが可能な汎用有限解析コードにて評価した場合においても、ペDESTAL (ドライウエル部) のコンクリートが侵食されないことを確認している (別添2)。</u></p> <p>【ここまで】</p>	<p>4. まとめ</p> <p>溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によって原子炉格納容器下部のコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート侵食量は、最もコンクリート侵食量が多い結果となった<u>上面熱流束を保守的に考慮した場合であっても床面で0cm、壁面で約13cmであり、</u>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>また、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を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃料のリスクを高めるものではないことを確認した。</p> <p>5. 参考文献</p> <p><u>[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>器の構造上, デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため, コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7】</p>

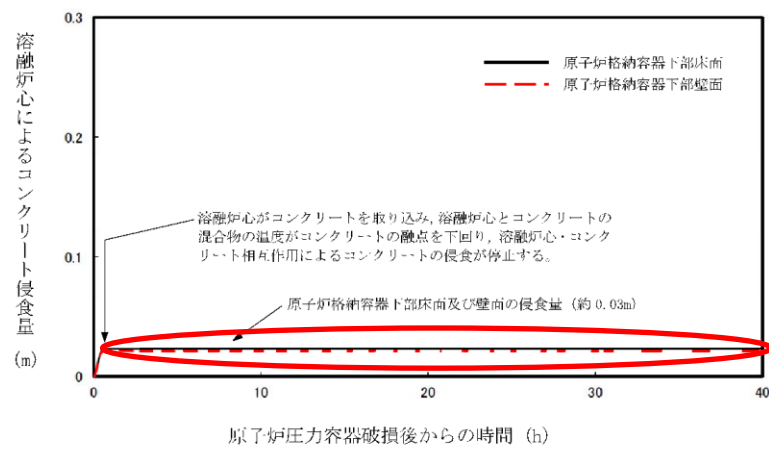


図1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

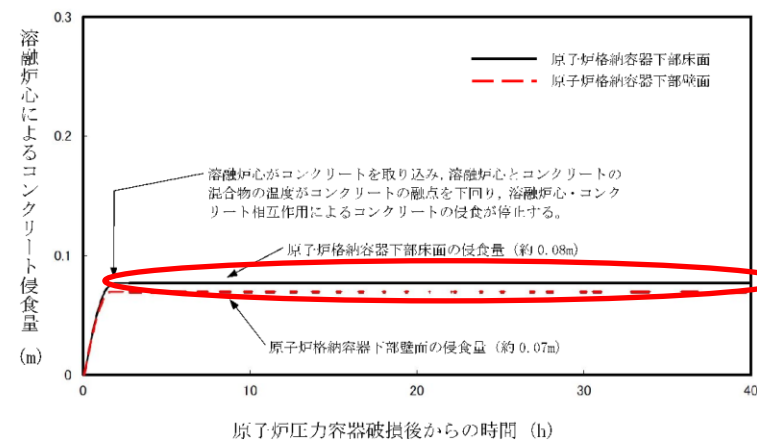


図2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(上面熱流束を保守的に考慮する場合)

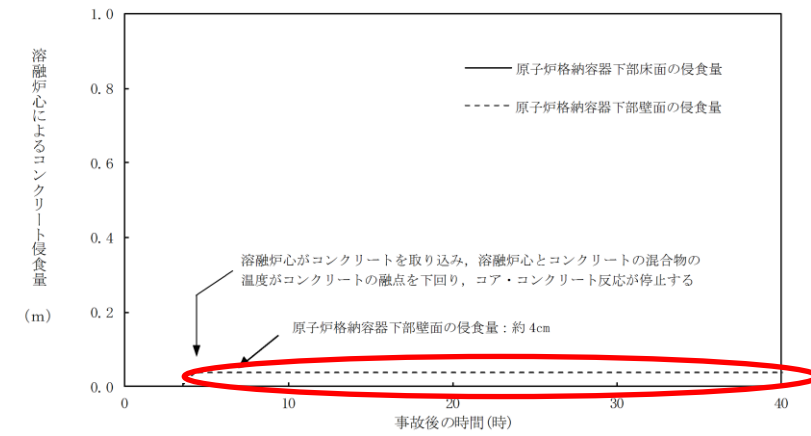


図1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

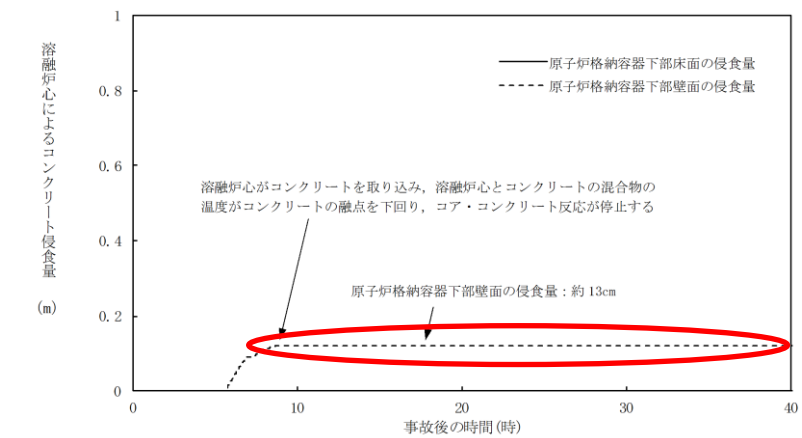


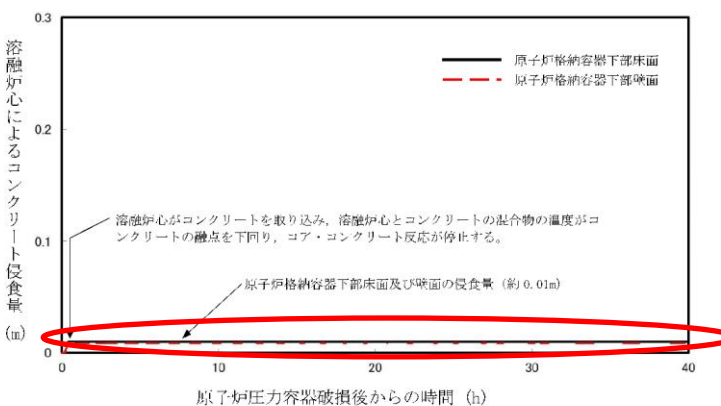
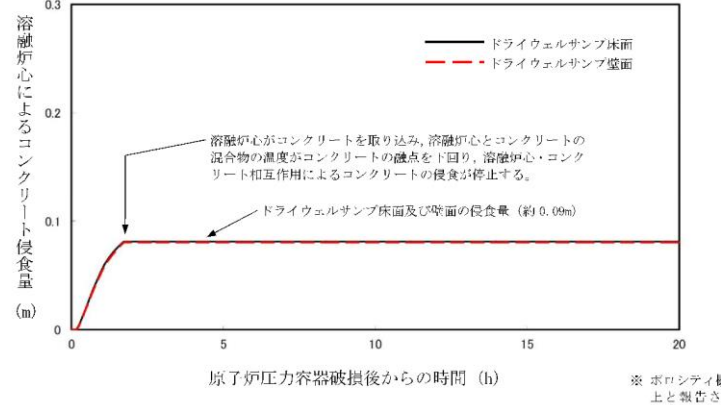
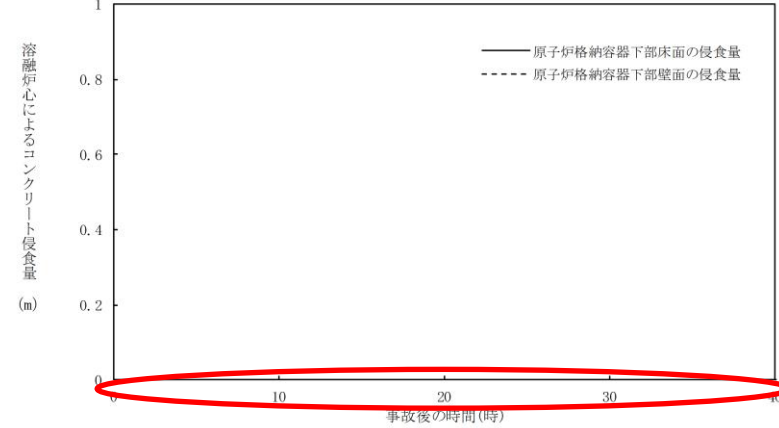
図2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(上面熱流束を保守的に考慮する場合)

第3表 解析結果(溶融炉心上面熱流束)【感度解析①】

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし
ペDESTAL(ドライウェル部) コンクリート侵食量 (壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし

・解析結果の相違
【柏崎 6/7】
コンクリート侵食量についてベースケースと大きな差は見られず、島根 2号炉と柏崎 6/7で同様の傾向となっている。

【柏崎 6/7】
ベースケースよりも、コンクリート侵食量が増加しており、島根 2号炉と柏崎 6/7で同様の傾向となっている。
【東海第二】
東海第二では、原子炉格納容器下部壁面及び床面にコリウムシールドを設置しており、侵食は生じない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>図3 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>  <p>図4 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 (溶融物の落下量を保守的に考慮する場合)</p> <p>※ ボロシティ概ね0.8以上を報告されていることを踏まえ、現実に厳しめの値として保守的に0.32(体心立方格子の値)とした。</p>		 <p>図3 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>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号では、拡がりを抑制した場合の方が溶融炉心と水との伝熱面積が大きくなり、除熱量が大きくなることで、コンクリート侵食は生じていない。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7】 柏崎 6/7 では、原子炉格納容器下部の床面にドライウェルサンプが設置されており、ドライウェルサンプにおけるコンクリート侵食量を厳しめに評価するため、溶融物の落下量を保守的に考慮する場合の感度解析を実施している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p style="text-align: center;"><u>表1 ポロシティを考慮した溶融炉心の堆積高さ</u></p> <table border="1" data-bbox="181 296 881 527"> <tr> <td>ポロシティ</td> <td>0.26</td> <td>0.32</td> <td>0.40</td> <td>0.48</td> </tr> <tr> <td>下部ドライウエル[※]での溶融炉心の堆積高さ(m)</td> <td>約0.68</td> <td>約0.73</td> <td>約0.80</td> <td>約0.89</td> </tr> <tr> <td>越流する溶融炉心の体積(m³)</td> <td>約2.6</td> <td>約5.8</td> <td>約11</td> <td>約18</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルサンプ床面からの堆積高さ(m)</td> <td>約0.7</td> <td>約1.4</td> <td>約1.8</td> <td>約2.1</td> </tr> </table> <p>※ コリウムシールドに囲まれた床面積を除き、コリウムシールドの内側への流入を考慮しない場合の堆積高さ</p> <p style="text-align: center;"><u>表2 溶融炉心がドライウエルサンプに流入する場合の侵食量評価結果</u></p> <table border="1" data-bbox="181 632 881 762"> <tr> <td>ポロシティ</td> <td>0.26</td> <td>0.32</td> <td>0.40</td> <td>0.48</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルサンプ床面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>ドライウエルサンプ壁面侵食量(m)</td> <td>約0.05</td> <td>約0.03</td> <td>約0.01</td> <td>0</td> </tr> </table>	ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48	下部ドライウエル [※] での溶融炉心の堆積高さ(m)	約0.68	約0.73	約0.80	約0.89	越流する溶融炉心の体積(m ³)	約2.6	約5.8	約11	約18	ドライウエルサンプ床面からの堆積高さ(m)	約0.7	約1.4	約1.8	約2.1	ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48	ドライウエルサンプ床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0	ドライウエルサンプ壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0	<p style="text-align: center;"><u>第5表 解析条件(伝熱物性値及びコリウムシールド侵食)【感度解析②】</u></p> <table border="1" data-bbox="952 905 1706 1119"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コリウムシールド侵食量(壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> <tr> <td>ペDESTAL(ドライウエル部)コンクリート侵食量(壁面及び床面)</td> <td>侵食なし</td> <td>侵食なし</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベースケース	感度ケース	コリウムシールド侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし	ペDESTAL(ドライウエル部)コンクリート侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし		<p>・設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7では、コリウムシールド堰を越えてサンプへのデブリ流入を仮定した場合の感度解析を実施している。</p> <p>・整理方針の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>東海第二では、格納容器の構造上、デブリが床スラブを貫通し格納容器の機能の健全性への影響等が考えられるため、コリウムシールドを介した熱伝達の温度依存性の影響について評価している。</p>
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48																																											
下部ドライウエル [※] での溶融炉心の堆積高さ(m)	約0.68	約0.73	約0.80	約0.89																																											
越流する溶融炉心の体積(m ³)	約2.6	約5.8	約11	約18																																											
ドライウエルサンプ床面からの堆積高さ(m)	約0.7	約1.4	約1.8	約2.1																																											
ポロシティ	0.26	0.32	0.40	0.48																																											
ドライウエルサンプ床面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0																																											
ドライウエルサンプ壁面侵食量(m)	約0.05	約0.03	約0.01	0																																											
項目	ベースケース	感度ケース																																													
コリウムシールド侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																													
ペDESTAL(ドライウエル部)コンクリート侵食量(壁面及び床面)	侵食なし	侵食なし																																													

実線・・設備運用又は体制等の相違（設計方針の相違）
 波線・・記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

まとめ資料比較表 [有効性評価 4.1. 想定事故1]

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. <u>使用済燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「<u>使用済燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故」において、<u>使用済燃料プール</u>における燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1 として「<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</u>」がある。</p> <p>(2) 想定事故1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1 では、<u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失すること</u>を想定する。このため、<u>使用済燃料プール水温</u>が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>使用済燃料プール水位</u>が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、<u>使用済燃料プール水位</u>の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は、<u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したこと</u>によって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、<u>使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備</u>に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、想定事故1 では、<u>燃料プール代替注水系</u>により<u>使用済燃料プール</u>へ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、<u>燃料プール代替注水系</u>により<u>使用済燃料プール水位</u>を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1 における機能喪失に対して、<u>使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、燃料プール代替注水系^{*1}</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.1.1 図に、手順の概要を第4.1.2 図に示すとともに、</p>	<p>4. <u>使用済燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「<u>使用済燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故」において、<u>使用済燃料プール</u>における燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1 として「<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</u>」がある。</p> <p>(2) 想定事故1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1 では、<u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失すること</u>を想定する。このため、<u>使用済燃料プール水温</u>が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>使用済燃料プール水位</u>が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、<u>使用済燃料プール水位</u>の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は、<u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したこと</u>によって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、<u>使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備</u>に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、想定事故1 では、<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）</u>（以下「<u>代替燃料プール注水系</u>」という。）により<u>使用済燃料プール</u>へ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、<u>代替燃料プール注水系</u>により<u>使用済燃料プール水位</u>を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1 における機能喪失に対して、<u>使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、代替燃料プール注水系^{*1}</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.1-1 図に、手順の概要を第4.1-2 図に示すととも</p>	<p>4. <u>燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1 の特徴, 燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「<u>燃料プール</u>における重大事故に至るおそれがある事故」において、<u>燃料プール</u>における燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1 として「<u>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</u>」がある。</p> <p>(2) 想定事故1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1 では、<u>燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失すること</u>を想定する。このため、<u>燃料プール水温</u>が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>燃料プール水位</u>が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、<u>燃料プール水位</u>の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は、<u>燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したこと</u>によって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、<u>燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備</u>に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、想定事故1 では、<u>燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）</u>により<u>燃料プール</u>へ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、<u>燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）</u>により<u>燃料プール水位</u>を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1 における機能喪失に対して、<u>燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）^{*1}</u>による<u>燃料プール</u>への注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第4.1.1-1 図に、手順の概要を第4.1.1-2 図</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第4.1.1表に示す。</p> <p>想定事故1において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計18名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長1名(6号及び7号炉兼任)、当直副長2名、運転操作対応を行う運転員2名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員(現場)8名である。必要な要員と作業項目について第4.1.3図に示す。</u></p> <p>※1 <u>燃料プール代替注水系として、燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)を想定する。なお、燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)の注水手段が使用できない場合においては燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)による対応が可能である。</u></p> <p>a. <u>使用済燃料プールの冷却機能喪失確認</u> <u>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。</u> <u>使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)等である。</u></p> <p>b. <u>使用済燃料プールの注水機能喪失確認</u></p>	<p>に、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第4.1-1表に示す。</p> <p>想定事故1において、<u>事象発生2時間までの重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員(初動)17名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長1名、当直副発電長1名及び運転操作対応を行う当直運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は4名、現場操作を行う重大事故等対応要員は8名である。</u></p> <p><u>また、事象発生2時間以降に追加に必要な参集要員は、タンクローリによる燃料給油操作を行うための重大事故等対応要員2名である。必要な要員と作業項目について第4.1-3図に示す。</u></p> <p>※1 <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)以外に、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)、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)、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(常設スプレイヘッド)、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)による対応が可能である。</u></p> <p>a. <u>使用済燃料プールの冷却機能喪失確認</u> <u>使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による使用済燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。</u> <u>使用済燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度(SA広域)等である。</u></p> <p>b. <u>使用済燃料プールの注水機能喪失確認</u></p>	<p>に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第4.1.1-1表に示す。</p> <p>想定事故1において、重大事故等対策に必要な要員は、<u>中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計24名</u>である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、<u>当直長1名、当直副長1名</u>、運転操作対応を行う<u>運転員1名</u>である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う<u>緊急時対策本部要員は5名、緊急時対策要員(現場)は16名</u>である。必要な要員と作業項目について第4.1.1-3図に示す。</p> <p>※1 <u>燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)以外に、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による対応が可能である。</u></p> <p>a. <u>燃料プールの冷却機能喪失確認</u> <u>燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。</u> <u>燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度(SA)等である。</u></p> <p>b. <u>燃料プールの注水機能喪失確認</u></p>	<p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。 ・運用及び設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員24名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 等である。</p> <p>c. 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 燃料プール代替注水系の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。</p> <p>準備が完了したところで、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1における原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業は、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) を使用する場合、可搬型スプレイヘッド及びホースの設置が想定さ</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>使用済燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 等である。</p> <p>(添付資料4.1.1)</p> <p>c. 代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水 代替燃料プール注水系の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。中央制御室からの遠隔操作により、代替燃料プール注水系の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合には、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。</p> <p>準備が完了したところで、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位は回復する。その後、使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、代替燃料プール注水系の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる使用済燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1における原子炉建屋原子炉棟6階での作業時間及び作業員の退避は2.2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも22mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟6階での作業は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールの注水</p>	<p>燃料プールの冷却機能喪失の確認後、燃料プール水の温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度 (SA) 等である。</p> <p>c. 燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水 燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。</p> <p>準備が完了したところで、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位を維持する。その後、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度 (SA) 等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1における原子炉建物原子炉棟4階での作業時間及び作業員の退避は2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>原子炉建物原子炉棟4階での作業は、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) を使用する場合の可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される。</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉の燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) は、電動弁を有していない。 ・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、燃料プール水位が低下し始める前に、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による注水準備が完了する。 ・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉の緊急時対策要員による作業時間並びに現場作業員の退避時間を考慮した被ばく評価結果の相違。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>れる。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、<u>定期検査作業時での原子炉建屋オペレーティングフロア</u>における線量率を考慮した値である。</p> <p>この線量率となる<u>使用済燃料プール水位</u>は通常水位から約 <u>2.1m</u> 下の位置である。</p> <p>(添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故 1 で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</u>」である。</p> <p>想定事故 1 では、<u>使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温</u>が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>使用済燃料プール水位</u>が緩慢に低下するが、<u>使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する</u>。なお、<u>使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、有効燃料棒頂部は冠水が維持される</u>。</p> <p>未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 1 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>(添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>想定事故 1 に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 4.1.2 表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故 1 特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳し</p>	<p><u>レイの準備操作における可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される</u>。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、<u>施設定期検査作業時での原子炉建屋原子炉棟 6 階</u>における線量率を考慮した値である。</p> <p>この線量率となる<u>使用済燃料プール水位</u>は通常水位から約 <u>0.86m</u> 下の位置である。</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故 1 で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「<u>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</u>」である。</p> <p>想定事故 1 では、<u>使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料プール水温</u>が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>使用済燃料プール水位</u>が緩慢に低下するが、<u>使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する</u>。なお、<u>使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水が維持される</u>。</p> <p>未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 1 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>(添付資料 4.1.2, 4.1.3)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>想定事故 1 に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 4.1-2 表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故 1 特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳し</p>	<p>必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、<u>定期検査作業時での原子炉建物原子炉棟 4 階</u>における線量率を考慮した値である。</p> <p>この線量率となる<u>燃料プール水位</u>は通常水位から約 <u>2.6m</u> 下の位置である。</p> <p>(添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故 1 で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「<u>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</u>」である。</p> <p>想定事故 1 では、<u>燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い燃料プール水温</u>が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>燃料プール水位</u>が緩慢に低下するが、<u>燃料プールへの注水により、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する</u>。なお、<u>燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料棒有効長頂部は冠水が維持される</u>。</p> <p>未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 1 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>(添付資料 4.1.1, 4.1.2)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>想定事故 1 に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 4.1.2-1 表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故 1 特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳し</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>い条件である、原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.1)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約11MWを用いるものとする。</p> <p>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19m³/hである。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>外部電源が使用できない場合においても、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p>	<p>い条件である、原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.2)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後9日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約9.1MWを用いるものとする。</p> <p>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約16m³/hである。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、補給水系等の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>外部電源が使用できない場合においても、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、<u>常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員、資源の評価の観点から</u>厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p>	<p>い条件である、原子炉運転停止中の燃料プールを前提とする。原子炉運転中の燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 4.1.1)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 燃料プールの初期水位及び初期水温</p> <p>燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約7.8MWを用いるものとする。</p> <p>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約13m³/hである。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源</p> <p>外部電源は使用できないものと仮定する。</p> <p>外部電源が使用できない場合においても、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p>	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】 実績を踏まえた設定の相違。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 島根2号炉の燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)は電動弁を有していない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) <u>燃料プール代替注水系</u></p> <p>使用済燃料プールへの注水は、<u>可搬型代替注水ポンプ(A-2級)4台</u>を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る <u>45m³/h^{※3}</u>にて注水する。</p> <p>※3 <u>燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッド)</u>、<u>燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)</u>の注水容量はともに <u>45m³/h以上(4台)</u>である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水</u>は、緊急時対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 <u>12時間</u>後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>想定事故1における<u>使用済燃料プール水位</u>の推移を第4.1.4図に、<u>使用済燃料プール水位</u>と線量率の関係を第4.1.5図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p><u>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後</u>、<u>使用済燃料プール水温は約5°C/h</u>で上昇し、事象発生から約7時間後に100°Cに到達する。その後、蒸発により<u>使用済燃料プー</u></p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) <u>代替燃料プール注水系</u></p> <p>使用済燃料プールへの注水は、<u>可搬型代替注水中型ポンプ2台</u>を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る <u>50m³/h[※]</u>にて注水する。</p> <p>※ <u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)</u>、<u>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)</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)</u>、<u>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(常設スプレイヘッド)</u>、<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)</u>、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)</u>及び<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)</u>の注水容量は、<u>全て50m³/h以上</u>である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水</u>は、<u>重大事故等対応要員の移動</u>、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 <u>8時間</u>後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>想定事故1における<u>使用済燃料プール水位</u>の推移を第4.1-4図に、<u>使用済燃料プール水位</u>と線量率の関係を第4.1-5図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p><u>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後</u>、<u>使用済燃料プール水温は約6.9°C/h</u>で上昇し、事象発生から約5.1時間後に100°Cに到達する。その後、蒸発により<u>使用済燃</u></p>	<p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) <u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u></p> <p>燃料プールへの注水は、<u>大量送水車1台</u>を使用するものとし、崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る <u>48m³/h^{※3}</u>にて注水する。</p> <p>※3 <u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u>、<u>燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)</u>の注水容量はともに <u>48m³/h以上</u>である。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) <u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水準備操作</u>は、<u>緊急時対策要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して</u>、<u>事象発生3時間10分後までに完了するが</u>、<u>燃料プールへの注水操作は事象発生約7.9時間後から開始する</u>。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>想定事故1における<u>燃料プール水位</u>の推移を第4.1.2-1図に、<u>燃料プール水位</u>と線量率の関係を第4.1.2-2図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p><u>燃料プールの冷却機能が喪失した後</u>、<u>燃料プール水温は約4.4°C/h</u>で上昇し、事象発生から約7.9時間後に100°Cに到達する。その後、蒸発により<u>燃料プール水位は低下し</u></p>	<p>備考</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 燃料プールのスプレイ系の構成及び設備容量の相違。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 燃料プールのスプレイ系の構成及び設備容量の相違。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉における作業時間を考慮して、<u>注水準備時間及び注水開始時間(水位低下が始まる約7.9時間後)</u>を設定。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ル水位は低下し始めるが、事象発生から <u>12 時間経過</u>した時点で燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を開始すると、<u>使用済燃料プール水位が回復する。</u></p> <p>その後は、<u>使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</u></p> <p>b. 評価項目等</p> <p><u>使用済燃料プール水位は、第 4.1.4 図に示すとおり、通常水位から約 0.4m 下まで低下するに留まり、有効燃料棒頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水温は事象発生約 7 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。</u></p> <p>また、<u>第 4.1.5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.4m 下の水位になった場合の線量率は、約 $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h^{*2} と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋オペレーティングフロアの床付近としている。</u></p> <p><u>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</u></p> <p>事象発生 <u>12 時間後</u>から燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、<u>その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</u></p>	<p>料プール水位は低下し始めるが、事象発生から <u>8 時間経過</u>した時点で代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を開始すると、<u>使用済燃料プール水位が回復する。</u></p> <p>その後は、<u>使用済燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、代替燃料プール注水系により、蒸発量に応じた量を使用済燃料プールに注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。</u></p> <p>b. 評価項目等</p> <p><u>使用済燃料プール水位は、第 4.1-4 図に示すとおり、通常水位から約 0.38m 下まで低下するにとどまり、燃料有効長頂部は冠水維持される。使用済燃料プール水は事象発生約 5.1 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。</u></p> <p>また、<u>第 4.1-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.38m 下の水位になった場合の線量率は、約 1.1mSv/h であり、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近としている。</u></p> <p><u>使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</u></p> <p>事象発生 <u>8 時間後</u>から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、<u>その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</u></p>	<p>始めるが、事象発生から <u>3 時間 10 分後までに燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水準備が完了し、事象発生から約 7.9 時間経過した時点で燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水を開始することから、燃料プール水位は低下しない。</u></p> <p>その後は、<u>燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) により、蒸発量に応じた量を燃料プールに注水することで、燃料プール水位を維持する。</u></p> <p>b. 評価項目等</p> <p><u>燃料プール水位は、第 4.1.2-1 図に示すとおり、水位低下することなく通常水位のままであるため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される。燃料プール水は事象発生約 7.9 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。</u></p> <p>また、<u>第 4.1.2-2 図に示すとおり、燃料プール水位は通常水位のままであるため、燃料プール周りの線量率は、約 $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建物原子炉棟 4 階の燃料取替機台車床としている。</u></p> <p><u>燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</u></p> <p>事象発生 <u>3 時間 10 分後までに燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水準備が完了するため、燃料プールの水位が低下し始める事象発生約 7.9 時間後から蒸発量に応じた燃料プールへの注水を継続</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉における作業時間及び事象進展時間 (水位低下が始まる約 7.9 時間後) を考慮して注水開始時間を設定。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は燃料プール水位が低下し始める前に、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による注水準備が完了する。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、水位低下における線量率を厳しく評価するため、燃料プールの上部にある燃料取替機台車床としている。</p> <p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉における作業時間及び事象進展</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 4.1.3, 4.1.4)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>想定事故1では、<u>使用済燃料プール</u>の冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>燃料プール代替注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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、<u>第4.1.2表</u>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、評価条件の設定に当たっては、<u>7号炉</u>を代表として、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) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、<u>使用済燃料プール水温</u>の上昇及び<u>使用済燃料プール水位</u>の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の<u>使用済燃料プール水温</u>は、評価条件の65℃</p>	<p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 4.1.4, 4.1.5, 4.1.13)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>想定事故1では、<u>使用済燃料プール</u>の冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>代替燃料プール注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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、<u>第4.1-2表</u>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、評価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) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は約9.1MW未滿であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、<u>使用済燃料プール水温</u>の上昇及び<u>使用済燃料プール水位</u>の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の<u>使用済燃料プール水温</u>は、評価条件の65℃</p>	<p>することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p style="text-align: center;">(添付資料 4.1.3, 4.1.4)</p> <p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>想定事故1では、<u>燃料プール</u>の冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u>による<u>燃料プール</u>への注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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、<u>第4.1.2-1表</u>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、評価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) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、<u>燃料プール水温</u>の上昇及び<u>燃料プール水位</u>の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の<u>燃料プール水温</u>は、評価条件の65℃に対し</p>	<p>時間(水位低下が始まる約7.9時間後)を考慮して注水開始時間を設定。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 プラント基数の相違。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・実績値の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉の最確条件を記載。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評</p>	<p>に対して最確条件は約12℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位が最大で約0.70m低下し、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5.8時間後（10mSv/hの場合）となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評</p>	<p>て最確条件は約17℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位が最大で約1.1m低下するものの、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/hの場合）であり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能となることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評</p>	<p>・実績値の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉の最確条件を記載。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 スロッシングに伴う水位低下量の差異による記載の相違。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、スロッシングによる水位低下を考慮しても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水が可能である。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、<u>使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より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<u>使用済燃料プール水温</u>は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している<u>使用済燃料プール水温</u>より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、<u>使用済燃料プール水位</u>の低下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。また、自然蒸発、<u>使用済燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性</u>により、評価で想定している沸騰による<u>使用済燃料プール水位</u>低下開始時間より早く<u>使用済燃料プール水位</u>の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により<u>使用済燃料プール水</u>は冷却される。さらに、<u>使用済燃料プール水温</u>の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による<u>使用済燃料プール水位</u>の低下が開始すると想定した場合であっても、<u>使用済燃料プール水位</u>が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上(10mSv/h^{※2}の場合6号及び7号炉約1.1日)、<u>使用済燃料プール水位</u>が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上(6号及び7号炉約3.5日)あり、事象発生から12時間後までに<u>燃料プール代替注水系</u>による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ1.6倍程度となり、<u>使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>(添付資料4.1.6, 4.1.7, 4.1.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は約9.1MW未満であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より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<u>使用済燃料プール水温</u>は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している<u>使用済燃料プール水温</u>より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、<u>使用済燃料プール水位</u>の低下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。また、自然蒸発、<u>使用済燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性</u>により、評価で想定している沸騰による<u>使用済燃料プール水位</u>低下開始時間より早く<u>使用済燃料プール水位</u>の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により<u>使用済燃料プール水</u>は冷却される。さらに、<u>使用済燃料プール水温</u>の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による<u>使用済燃料プール水位</u>の低下が開始すると想定した場合、<u>使用済燃料プール水位</u>が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約6.6時間後(10mSv/hの場合)となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、<u>代替燃料プール注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生8時間後か</p>	<p>価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、<u>燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</u></p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より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<u>燃料プール水温</u>は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している<u>燃料プール水温</u>より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、<u>燃料プール水位</u>の低下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。また、自然蒸発、<u>燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性</u>により、評価で想定している沸騰による<u>燃料プール水位</u>低下開始時間より早く<u>燃料プール水位</u>の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べてわずかであり、気化熱により<u>燃料プール水</u>は冷却される。さらに、<u>燃料プール水温</u>の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による<u>燃料プール水位</u>の低下が開始すると想定した場合であっても、<u>燃料プール水位</u>が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.4日(10mSv/hの場合)、<u>燃料プール水位</u>が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.6日あり、事象発生から3時間10分後までに<u>燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u>による注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>・設備設計の相違 【東海第二】 容積の相違。</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・実績値の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉の最確条件を記載。 ・実績値の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉の最確条件を記載。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 遮蔽が維持される最低水位に到達する時間の差異による記載の相違。 ・評価結果の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>初期条件の<u>使用済燃料プール水位</u>は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、<u>使用済燃料プールが通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下^{*4}）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/h^{※2}の場合 6号及び7号炉 約1.2日）、<u>使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.7日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></u></p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、<u>使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋オペレーティングフロアの線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋オペレーティングフロアの放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/h^{※2}の場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水</u></p>	<p><u>ら代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プール水位が原子炉建屋原子炉棟6階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約8.6時間後（10mSv/hの場合）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約12時間後となる。また、<u>使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></u></p> <p>初期条件の<u>使用済燃料プール水位</u>は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、<u>使用済燃料プールが通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.14m下^{※1}）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約10時間（10mSv/hの場合）、<u>使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></u></p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、<u>最大で約0.70mの水位の低下が発生し、<u>使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約5.8時間後となり、それ以降は原子炉建屋原子炉棟6階の線量率が10mSv/hを超えることから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生8時間後から代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プール水位が原子炉建屋原子炉棟6階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約8.9時間後（10mSv/hの場</u></u></p>	<p>初期条件の<u>燃料プール水位</u>は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、<u>燃料プールが通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.27m下^{※4}）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.5日（10mSv/hの場合）、<u>燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.8日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></u></p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、<u>最大で約1.1mの水位の低下が発生するが、<u>燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.1日（10mSv/hの場合）、<u>燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.3日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></u></u></p>	<p>【東海第二】 島根2号炉は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達する前に燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備設計の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ・評価結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ・運用の相違 【柏崎6/7、東海第二】 ・評価結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 スロッシングに伴う水位低下量の差異による記載の相違。 ・評価結果の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、スロッシングによる水位低下を考慮しても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに燃料プールのスプレイ系

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後(6号炉では約1.8日後,7号炉では約1.9日後)となる。また,使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上(6号及び7号炉約2.2日)あり,事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系による注水が可能であることから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>初期条件のプールゲートの状態は,評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり,評価条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり,使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下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>※4 <u>使用済燃料貯蔵プール水位・温度計(SA広域)の水位低の警報設定値:6号炉通常水位-225mm,7号炉通常水位-267mm</u></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>操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は,評価上の操作開始時間として事象発生から12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,当該操作は他の操作との重複はなく,使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり,その準備操作にかかる時間は360分を想定していることから,実態の操作開始時間は想定している事象発生から12時間後より早まる可能性があり,運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p><u>合),通常水位まで回復する時間は事象発生から約12時間後となる。また,使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上あり,事象発生から8時間後までに代替燃料プール注水系による注水が可能であることから,評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</u></p> <p>初期条件のプールゲートの状態は,評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり,評価条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,保有水量がプールゲート閉時と比べ1.6倍程度となり,使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下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>※1 <u>使用済燃料プール水位の水位低の警報設定値:通常水位-142mm</u></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>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は,評価上の操作開始時間として事象発生から8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,当該操作は使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常の認知を起点として実施する可搬型スプレインズル等の設置作業※2終了後から開始するものであり,これを含めても準備操作にかかる時間は380分を想定していることから,実態の操作開始時間は想定している事象発生から8時間後より早まる可能性があり,運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>※2 <u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインズル)を使用した使用済燃</u></p>	<p>初期条件のプールゲートの状態は,評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり,評価条件の不確かさとして,最確条件とした場合は,保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり,燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下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>※4 <u>燃料プール水位低の警報設定値:通常水位-272mm</u> (添付資料4.1.5)</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>操作条件の燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレインズル)による燃料プールへの注水操作は,評価上の操作開始時間として事象発生から約7.9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,当該操作は他の操作との重複はなく,燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり,その準備操作にかかる時間は3時間を想定していることから,実態の操作開始時間は想定している事象発生から約7.9時間後より早まる可能性があり,運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>(可搬型スプレインズル)による燃料プールへの注水が可能である。</p> <p>・設備設計の相違 【東海第二】 容積の相違</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7,東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7,東海第二】 島根2号炉における作業時間及び事象進展時間(水位低下が始まる約7.9時間後)を考慮して注水開始時間を設定。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、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が早まり、使用済燃料プール水位の回復を早め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。 (添付資料4.1.5)</p> <p>(2) 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>操作条件の燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から1日以上(10mSv/h[※]の場合、6号及び7号炉 約1.4日)、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が事象発生から3日以上(6号及び7号炉 約3.8日)であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。 (添付資料4.1.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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、評価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。</p> <p>4.1.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価</p>	<p><u>料プールの準備操作。</u></p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、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が早まり、使用済燃料プール水位の回復を早め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。 (添付資料4.1.9)</p> <p>(2) 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>操作条件の代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から約11時間(10mSv/hの場合)、使用済燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間が事象発生から2日以上であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から8時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。 (添付資料4.1.9)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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、評価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。</p> <p>4.1.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水操作は、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が早まり、燃料プール水位の回復を早め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。 (添付資料4.1.5)</p> <p>(2) 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>操作条件の燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から約1.7日(10mSv/hの場合)、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間が事象発生から約3.9日であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約7.9時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。 (添付資料4.1.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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、評価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>4.1.4 必要な要員及び資源の評価 (1) 必要な要員の評価</p>	<p>備考</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉における作業時間及び事象進展時間(水位低下が始まる約7.9時間後)を考慮して注水開始時間を設定。</p>

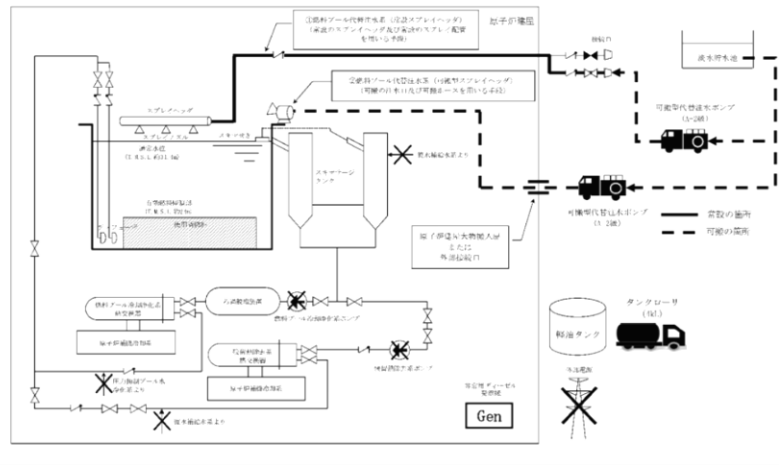
柏崎刈羽原子力発電所 6／7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>想定事故1において、<u>6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の<u>64名</u>で対処可能である。</p> <p>なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、<u>使用済燃料プール</u>に貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても<u>使用済燃料プール水</u>が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水</u>については、7日間の対応を考慮すると、<u>号炉あたり約3,100m³</u>の水が必要となる。<u>6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約6,200m³</u>の水が必要である。水源として、<u>淡水貯水池に約18,000m³</u>の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>(添付資料4.1.6)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、<u>号炉あたり約753kL</u>の軽油が必要となる。<u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水</u>については、保守的に事象発生</p>	<p>想定事故1において、重大事故等対策時における<u>事象発生2時間までに必要な要員は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり17名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>災害対策要員(初動)</u>の<u>37名</u>で対処可能である。</p> <p><u>また、事象発生2時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から2時間以内に参集可能な要員の72名で確保可能である。</u></p> <p>なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、<u>使用済燃料プール</u>に貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても<u>使用済燃料プール水</u>が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、<u>災害対策要員(初動)</u>や参集要員により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水</u>については、7日間の対応を考慮すると、<u>合計約2,120m³</u>の水が必要である。水源として、<u>西側淡水貯水設備に約4,300m³</u>の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>(添付資料4.1.10)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備(<u>常設代替高圧電源装置2台</u>)による電源供給については、事象発生後7日間これらを最大負荷で運転した場合、<u>合計約755.5kL</u>の軽油が必要となる。</p>	<p>想定事故1において、重大事故等対策時における必要な要員は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり<u>24名</u>である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している<u>運転員、緊急時対策要員等</u>の<u>43名</u>で対処可能である。</p> <p>なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、<u>燃料プール</u>に貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても<u>燃料プール水</u>が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、<u>緊急時対策要員</u>により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p><u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u>による<u>燃料プールへの注水</u>については、7日間の対応を考慮すると、<u>約2,100m³</u>の水が必要となる。水源として、<u>輪谷貯水槽(西1／西2)に約7,000m³</u>の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。</p> <p>(添付資料4.1.6)</p> <p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等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、<u>運転継続に約700m³</u>の軽油が必要となる。<u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u>による<u>燃料プールへの注水</u>については、保</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、要員の参集に期待せずとも必要な作業を常駐要員により実施可能である。</p> <p>・運用及び設備設計の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>プラント基数、設備設計及び運用の違いにより必要要員数は異なるが、タイムチャートにより要員の充足性を確認している。なお、これら要員24名は夜間・休日を含め発電所に常駐している要員である。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7、東海第二】</p> <p>・設備設計の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>常設代替電源設備から電源供給する負荷が</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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。</p> <p>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1,549kL)。</p> <p>6号及び7号炉の各軽油タンクにて約1,020kL(6号及び7号炉合計約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、非常用ディーゼル発電機による電源供給、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料4.1.7)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、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>軽油貯蔵タンクにて約800kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置2台)による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ(2台)による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの可搬型代替注水中型ポンプ(2台)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.0kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクにて約210kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、可搬型代替注水中型ポンプ(2台)による代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約70.0kLの軽油が必要となる。緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクにて約75kLの軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料4.1.11)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約407kW必要となるが、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置2台)の連続定格容量は約2,208kWであり、必要負荷に対しての電源供給</p>	<p>守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約11m³の軽油が必要となる。合計約711m³の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水について、7日間の運転継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。 (添付資料4.1.7)</p> <p>c. 電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p>	<p>異なる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機もある。 評価結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、モニタリングポストの電源は非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備の電源負荷に含まれる。 設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、緊急時対策所用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。 設備設計の相違【東海第二】 常設代替電源設備から電源供給する負荷が異なる。 設備設計の相違【柏崎6/7】 島根2号炉は、高圧炉

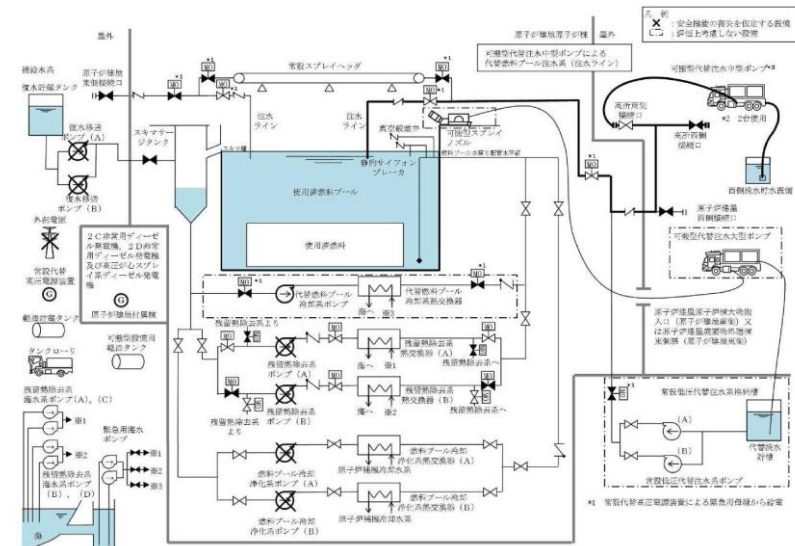
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機</u>についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>4.1.5 結論</p> <p>想定事故1では、<u>使用済燃料プール</u>の冷却系が機能喪失し、<u>使用済燃料プール水温</u>が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>使用済燃料プール水位</u>が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、<u>使用済燃料プール水位</u>の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、<u>燃料プール代替注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水手段を整備している。</p> <p>想定事故1について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、<u>燃料プール代替注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水により、<u>使用済燃料プール水位</u>を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、<u>使用済燃料プール</u>では燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、<u>有効燃料棒頂部</u>の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、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>評価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</p>	<p><u>が可能である。</u></p> <p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。 (添付資料4.1.12)</p> <p>4.1.5 結論</p> <p>想定事故1では、<u>使用済燃料プール</u>の冷却系が機能喪失し、<u>使用済燃料プール水温</u>が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>使用済燃料プール水位</u>が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、<u>使用済燃料プール水位</u>の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、<u>代替燃料プール注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水手段を整備している。</p> <p>想定事故1について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、<u>代替燃料プール注水系</u>による<u>使用済燃料プール</u>への注水により、<u>使用済燃料プール水位</u>を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、<u>使用済燃料プール</u>では燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、<u>燃料有効長頂部</u>の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、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>評価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</p>	<p>また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>4.1.5 結論</p> <p>想定事故1では、<u>燃料プール</u>の冷却系が機能喪失し、<u>燃料プール水温</u>が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって<u>燃料プール水位</u>が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、<u>燃料プール水位</u>の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、<u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u>による<u>燃料プール</u>への注水手段を整備している。</p> <p>想定事故1について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、<u>燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)</u>による<u>燃料プール</u>への注水により、<u>燃料プール水位</u>を維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。</p> <p>また、<u>燃料プール</u>では燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。</p> <p>その結果、<u>燃料棒有効長頂部</u>の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、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>評価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</p>	<p>心スプレイ系ディーゼル発電機もある。</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、緊急時対策所は専用の発電機を有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。</p> <p>・運用の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 島根2号炉は、燃料プール水位が低下し始める前に、燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による注水準備が完了する。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>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、<u>燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策</u>は、想定事故 1 に対して有効である。</p>	<p>ある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>災害対策要員</u>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、<u>代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策</u>は、想定事故 1 に対して有効である。</p>	<p>ある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、<u>運転員及び緊急時対策要員</u>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、<u>燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策</u>は、想定事故 1 に対して有効である。</p>	

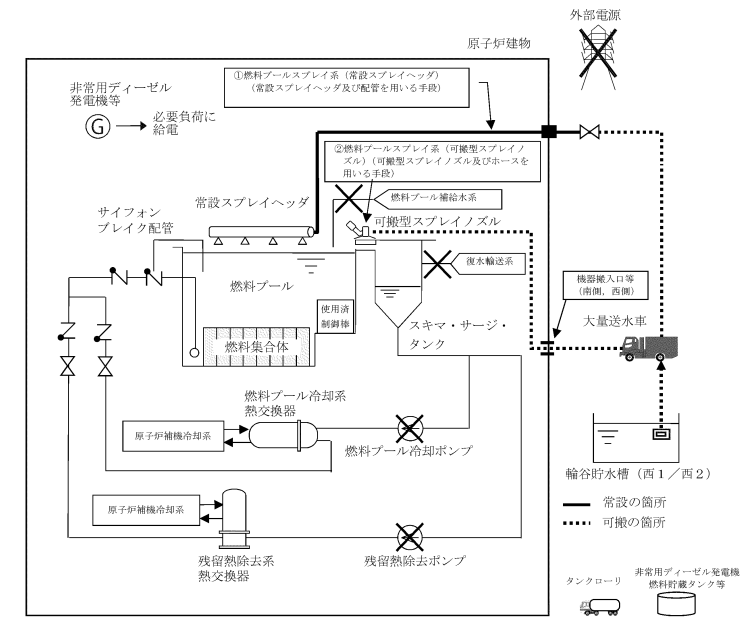
・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】



第4.1.1 図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図
(使用済燃料プールへの注水)

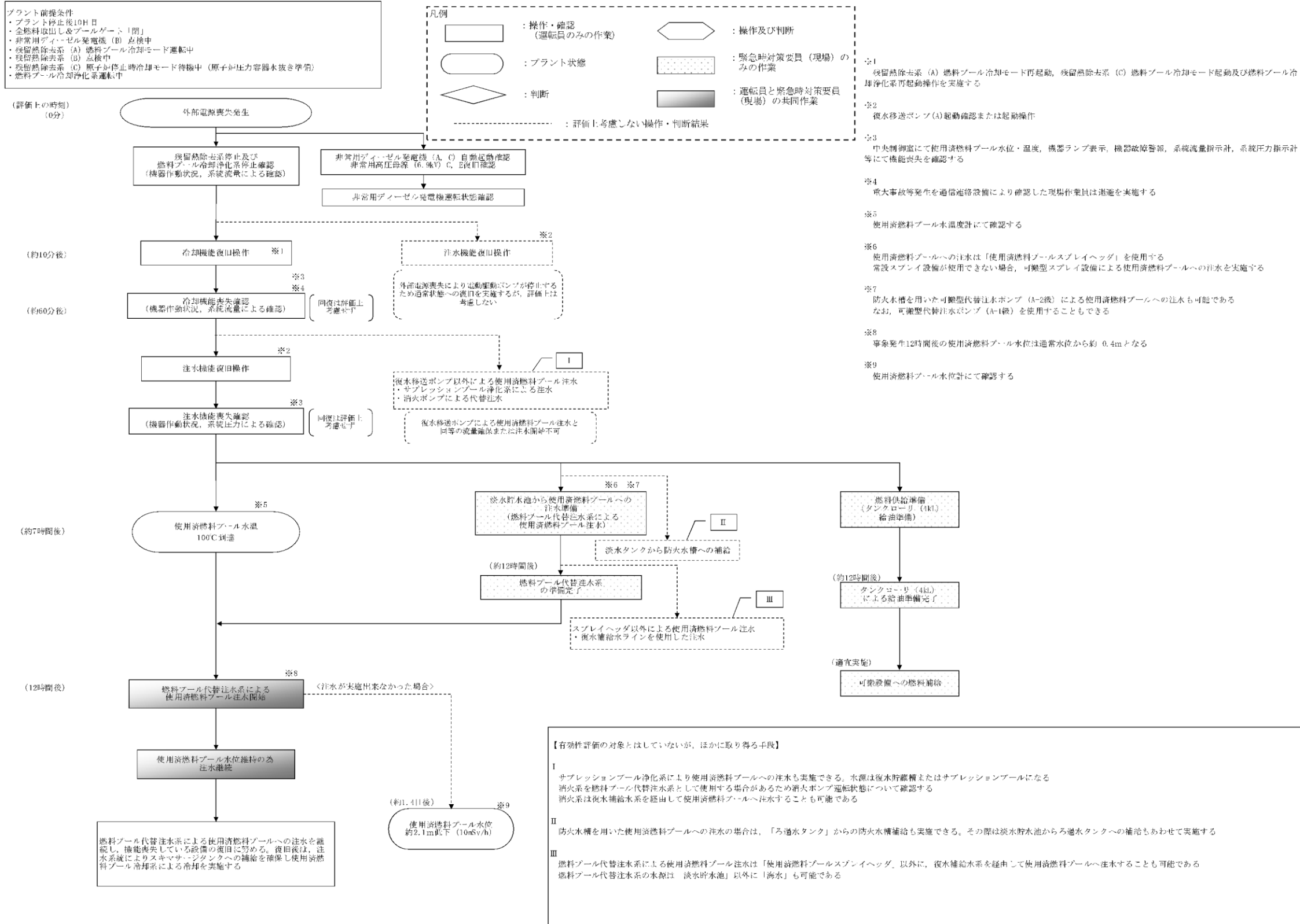


第 4.1-1 図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図



第 4.1.1-1 図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図
(燃料プールへの注水)

差異理由は、島根2号炉「第4.1.1-2図「想定事故1」の対応手順の概要」の備考欄参照。

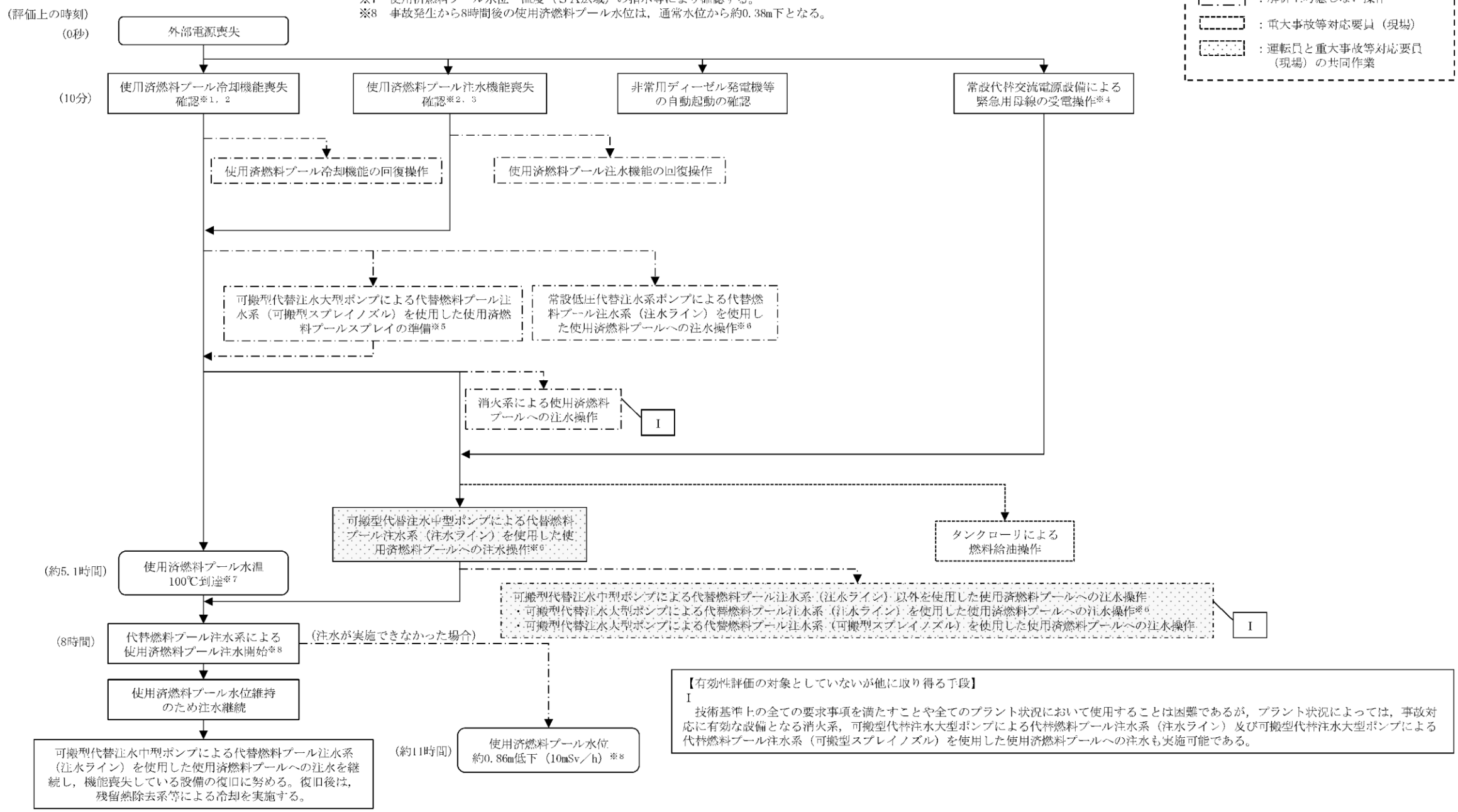
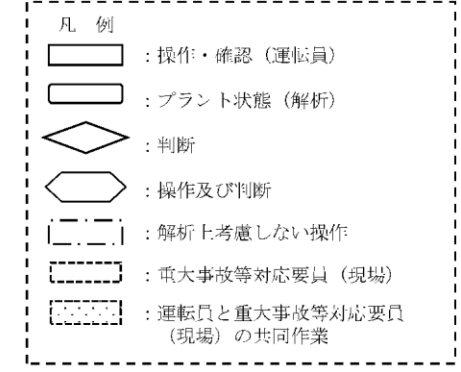


第 4.1.2 図 「想定事故1」の対応手順の概要

差異理由は、島根2号炉「第4.1.1-2図「想定事故1」の対応手順の概要」の備考欄参照。

プラント前提条件
 ・プラント停止9日目
 ・全燃料取出時、プールゲート閉

- ※1 残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の再起動が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。使用済燃料プールの冷却機能は、使用済燃料プール水位・温度、機器ランプ表示、機器故障警報及び系統流量計指示等により確認する。
- ※2 現場作業員は、当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示を確認後、退避する。
 なお、全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は、1時間程度である。
- ※3 補給水系の再起動を行うが、補給水系による使用済燃料プールへの注水が困難な場合は、使用済燃料プールへの注水機能が喪失したことを確認する。
- ※4 外部電源喪失が発生した場合は常設低圧代替注水系ポンプ、代替燃料プール注水系（注水ライン）又は代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の負荷に給電するため、常設代替交流電源設備を起動し、緊急用母線の受電操作を実施する。
- ※5 原子炉建屋原子炉棟6階にアクセス可能な場合に実施する。
- ※6 使用済燃料プールへの注水は注水ラインを使用する。注水ラインが使用できない場合、常設スプレイヘッダによる使用済燃料プールへの注水を実施する。
- ※7 使用済燃料プール水位・温度（S.A広域）の指示等により確認する。
- ※8 事故発生から8時間後の使用済燃料プール水位は、通常水位から約0.38m下となる。



第4.1-2 図 想定事故1の対応手順の概要

東海第二発電所 (2018.9.12版)

備考

差異理由は、島根2号炉「第4.1.1-3図「想定事故1」の作業と所要時間」の備考欄参照。

想定事故1				経過時間 (時間)											備考	
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】に作業後移動してきた要員			操作の内容	事象発生 プラント状況判断 約5.1時間 使用済燃料プール 水温100℃到達 8時間 可搬型代替注水中型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開始											
	責任者	当直班班長	1人		中央監視室 運転操作指揮											
	補佐	当直副班長	1人		運転操作指揮補佐											
	指揮官等 (指揮官等)	当直班班長 (指揮官等)	4人		初期での指導 発電所内外連絡											
当直運転員 (中央監視)	当直運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)													
状況判断	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失の確認 非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 使用済燃料プール冷却設備喪失の確認(蒸気凝除去系、燃料プール冷却浄化系) 使用済燃料プール注水設備喪失の確認(給排水系) 	10分											
	【1人】 A	-	-	●使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施											
使用済燃料プール冷却機能の回復操作	-	2人 3,C	-	●使用済燃料プール冷却機能(燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系)の回復操作、失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない
使用済燃料プール注水機能の回復操作	-	【2人】 3,C	-	●使用済燃料プール注水機能(給排水系)の回復操作、失敗原因調査	適宜実施											解析上考慮しない
系統代替交流電源設備による緊急用設備の受電操作	【1人】 A	-	-	●系統代替交流電源設備2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	4分											
高設配山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	【1人】 A	-	-	●高設配山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)の系統構成操作及び使用済燃料プールへの注水操作	15分											解析上考慮しない
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイングスレイ)を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	8人 a~h	●原子炉電室への移動	30分											解析上考慮しない 原子炉建屋原子炉棟6階にアクセス可能な場合に実施 ※原子炉建屋原子炉棟6階での作業を含む
	-	-	-	●ホース敷設、可搬型スプレイングスレイ設置	130分											
	-	-	-	●可搬型設備の保管場所への移動	30分											
可搬型代替注水中型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	-	-	【8人】 a~h	●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											
	【1人】 A	-	-	●可搬型代替注水中型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注水の系統構成操作(電源系の接続)	4分											
	-	-	【2人】 a,b	●可搬型代替注水中型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	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 (歩行)	●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											タンクローリの残量に応じて適宜軽油タンクから給油
	-	-	-	●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	適宜実施											
必要要員合計	1人 A	2人 3,C	8人 a~h 及び多集要員2人													

原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、事故によっては、原子炉における重大事故等の対応と、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重複することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長く(原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プールが100℃に到達するまで1日以上)、原子炉内の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、必要作業員(初動)や多集要員により対応可能である。

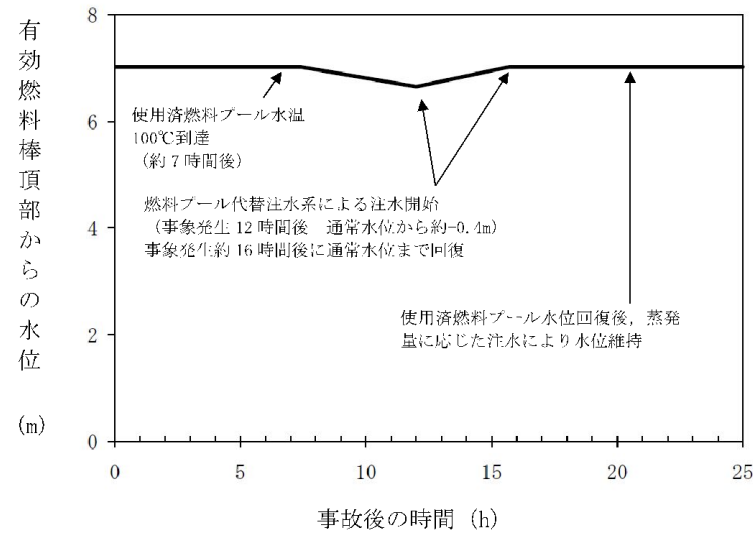
第4.1-3 図 想定事故1の作業と所要時間

想定事故 1

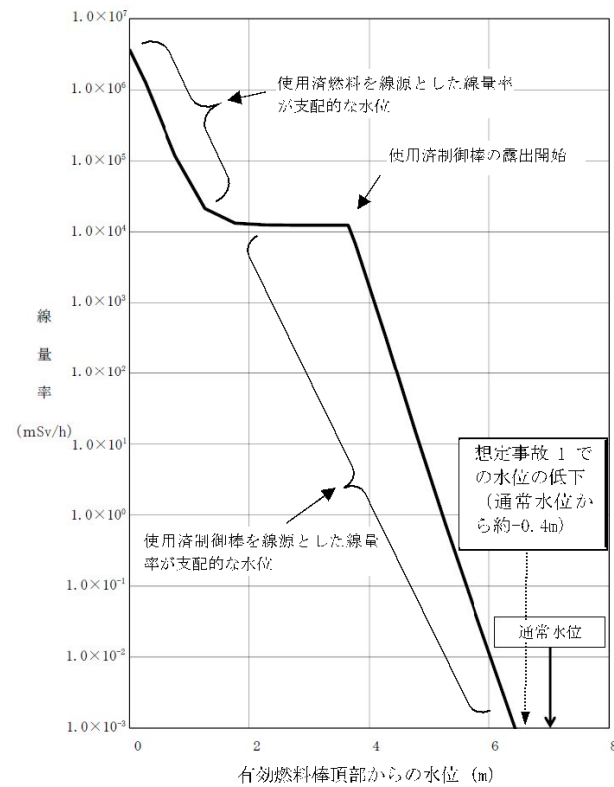
操作項目	実施箇所・必要人員数			操作内容	経過時間												備考	
	責任者	当直長	1人		経過時間(分)						経過時間(時間)							経過時間(日)
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡	▽ 事象発生 ▽ プラント状況判断													
	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮	約7.9時間 燃料プール水温100℃到達													
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	5人	初動での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡														
	運転員(中央制御室)	運転員(現場)	緊急時対策要員(現場)															
状況判断	1人 A	—	—	・ 外部電源喪失確認 ・ 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 ・ 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認 ・ 燃料プール冷却機能喪失確認 ・ 燃料プール注水機能喪失確認 ・ 燃料プール水位・温度監視	10分	適宜実施												
燃料プール冷却機能回復操作	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール冷却系 機能回復	適宜実施												評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する	
燃料プール注水機能回復操作	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール補給水系, 復水輸送系 機能回復	適宜実施												評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する	
燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プール注水	—	—	14人 a~n	・ 放射線防護具準備 ・ 大量送水車による燃料プールへの注水準備(大量送水車配置, ホース展張, 接続) ・ 原子伊建物内ホース敷設, 可搬型スプレイノズル準備	10分	2時間50分						適宜実施						
	—	—	(2人) a, b	・ 大量送水車による燃料プールへの注水	適宜実施													
燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プール注水	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水	適宜実施												評価上考慮せず 注水不可の場合は可搬型スプレイノズルにより対応する	
燃料補給準備	—	—	2人 o~p	・ 放射線防護具準備	10分	適宜実施												
	—	—		・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給	2時間30分						適宜実施						タンクローリ残量に応じて適宜非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から補給	
燃料補給作業	—	—	—	・ 大量送水車への補給	適宜実施													
必要人員数 合計	1人 A	—	16人 a~p	原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く(運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。														

・ 評価結果の相違に基づく差異。
 ・ 設備設計・手順に基づく想定時間の差異。
 ・ 評価上考慮しない操作を含めて実際に実施する操作について要員の充足性を確認(ただし、事前に対応する要員を定めることが難しい機能回復操作を除く)。

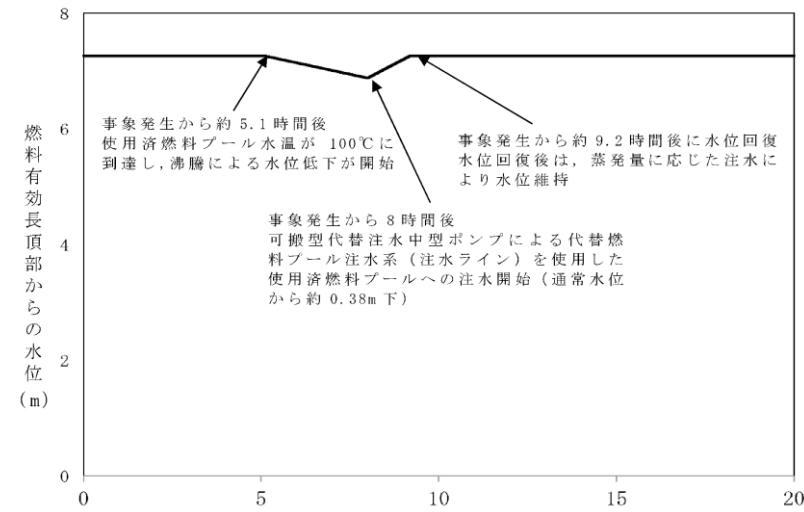
第 4.1.1-3 図 「想定事故 1」の作業と所要時間



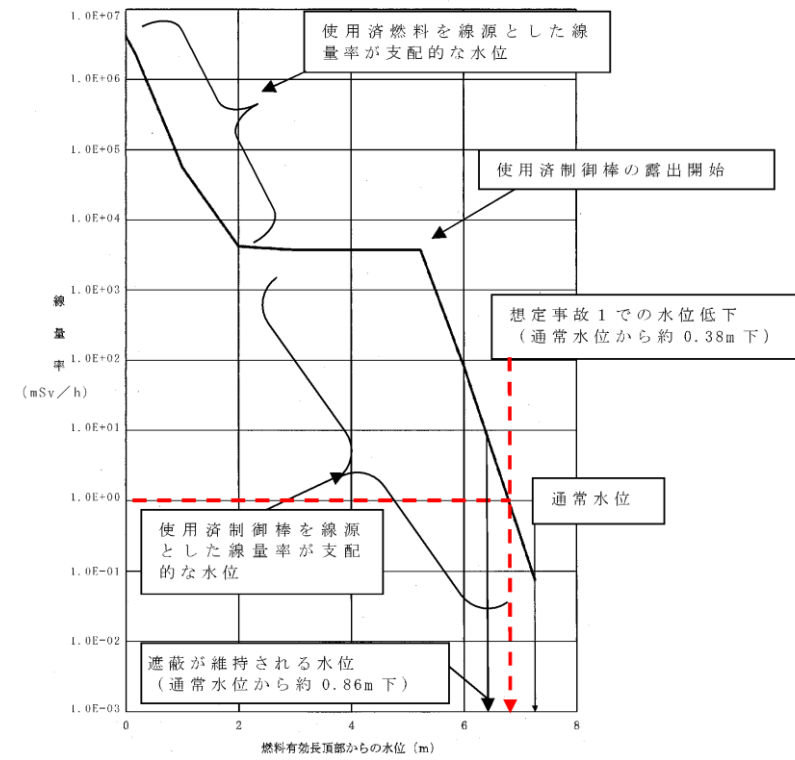
第4.1.4 図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故1)



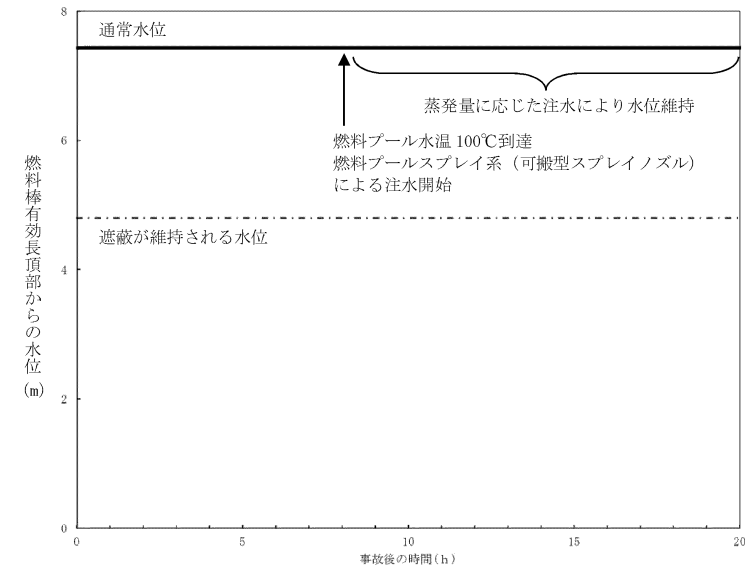
第4.1.5 図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故1)



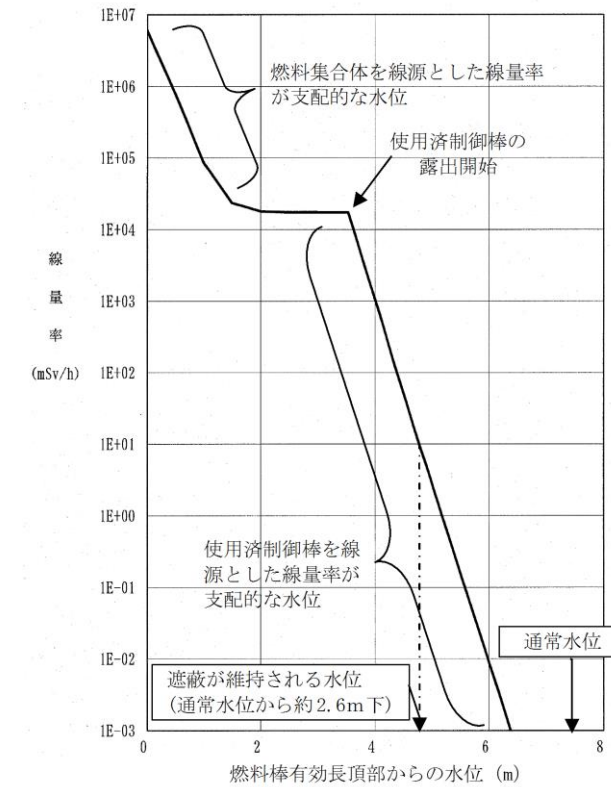
第4.1-4 図 使用済燃料プール水位の推移 (想定事故1)



第4.1-5 図 使用済燃料プール水位と線量率 (想定事故1)



第4.1.2-1 図 燃料プール水位の推移 (想定事故1)



第4.1.2-2 図 燃料プール水位と線量率 (想定事故1)

・評価結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
島根2号炉は、燃料プール水は事象発生約7.9時間で沸騰するが、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は事象発生3時間10分後までには注水準備が完了するため、水位の低下することはないと維持される。

・設備設計及び評価結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

第 4.1.1 表 「想定事故 1」における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故発生取組	
		常設設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認 喪失確認	使用済燃料プールの冷却機能が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールの冷却系を再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。	【非常用ディーゼ発電機】 軽油タンク	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系流量】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系流量】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】 【残留熱除去系流量】 使用済燃料プール水位・温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却機能喪失の発生後、使用済燃料プール温度上昇により使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	常設スプレインヘッド 軽油タンク	使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレインヘッド)	常設スプレインヘッドが使用できない場合、可搬型スプレインヘッドを用いた燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を回復し、蒸発量に応じた水量を注入することにより、使用済燃料プールの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	可搬型代替注水ポンプ (H2O系) タンクローリ (4台)	使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)

①

【】：重大事故等対策設備 (設計基準対象)

第 4.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (1/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対策設備	
		常設設備	計装設備
使用済燃料プールの冷却機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却機能が機能喪失することにより、使用済燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールの冷却系を再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。	常設ディーゼル発電機 軽油貯蔵タンク	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系流量* 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系流量* 使用済燃料プール温度 (SA 広域) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プールの注水機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却機能喪失の発生後、使用済燃料プールの温度上昇により使用済燃料プールの水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク	残留熱除去系ポンプ吐出圧力* 残留熱除去系流量* 使用済燃料プール温度 (SA 広域) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
常設低圧代替注水系ポンプによる代替注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プールへの注水 (可搬型スプレインヘッド)	常設低圧代替注水系ポンプによる代替注水 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を回復し、蒸発量に応じた水量を注入することにより、使用済燃料プールの注水準備が困難な場合、使用済燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	可搬型代替注水ポンプ (H2O系) タンクローリ (4台)	使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)

②

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

第 4.1.1-1 表 「想定事故 1」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備	
		常設設備	計装設備
燃料プールの冷却機能喪失確認	燃料プールの冷却機能が機能喪失することにより、燃料プールの温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの冷却系を再起動操作が困難な場合、燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。	【非常用ディーゼル発電機等】 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】	【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】* 【残留熱除去系流量】* 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】* 【残留熱除去系流量】* 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系ポンプ吐出圧力】* 【残留熱除去系流量】* 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの冷却機能喪失の発生後、燃料プールの温度上昇により燃料プールの水位が低下することが想定されるため、復水動送系等による燃料プールの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	常設スプレインヘッド 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 燃料プール監視カメラ (燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
燃料プールの注水 (可搬型スプレインヘッド) による燃料プールへの注水	燃料プールの冷却機能が機能喪失したことで、燃料プールの水位を回復し、蒸発量に応じた水量を注入することにより、燃料プールの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	可搬型代替注水ポンプ (H2O系) タンクローリ	使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)

①, ②

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの
【】：重大事故等対策設備 (設計基準対象)
：有効性評価上考慮しない操作

本文比較表に記載の差異以外で主要な差異について記載。
・記載方針の相違
【柏崎 6/7】
①島根 2号炉は、既許可の対象設備を重大事故等対策設備として位置付けるものを明確化している。
【東海第二】
②島根 2号炉は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設備を「重大事故等対策設備 (設計基準拡張)」と位置付けている。

第 4.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (2/2)

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインノズル)を使用した使用済燃料プールスプレインノズル等を使用した使用済燃料プールスプレインノズルの準備	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレインノズル)を使用した使用済燃料プールスプレインノズル等の準備操作として、可搬型スプレインノズル等を設置する。	-	可搬型スプレインノズル	-
可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライオン)の電動弁を開操作している場合は、外部電源が喪失している場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライオン)を使用した使用済燃料プール注水の注水により、使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	中央制御室からの遠隔操作により、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライオン)の電動弁を開操作し系統構成を実施するが、外部電源が喪失している場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設代替交流電源設備による緊急用母線への交流電源供給を実施し、必要な計装設備及び当該電動弁に給電する。準備が完了したところで、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライオン)を使用した使用済燃料プール注水の注水により、使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設代替交流電源設備 軽油貯蔵タンク 西側淡水貯水設備 可搬型設備用軽油タンク	可搬型代替注水中型ポンプ タンク タリ	使用済燃料プール温度(SA) 使用済燃料プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 緊急用M/C電圧

：有効性評価上考慮しない操作

第4.1.2表 主要評価条件 (想定事故1) (1/2)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料プール保有水量	約2,093m ³ ※1 保有水量を厳しく見積もるためにプールのゲート閉の状態を想定
	使用済燃料プール水位	通常水位 通常水位を設定
	使用済燃料プール水温	65℃ 保安規定の運転上の制限値
事故条件	燃料の崩壊熱	約11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・巨心燃料 33 GWd/t 原子炉停止後に最長時間（原子炉停止後10日※2）で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点から、外部電源なしを設定

※1 記載の値は7号炉の値である。6号炉の使用済燃料プールの保有水量は7号炉とほぼ同様であるため、評価は7号炉の値を使用する。
 ※2 柏崎刈羽原子力発電所1号炉から7号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉閉鎖までの最長時間である約3日及び全燃料取り出しの最長時間約7日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

第4.1-2表 主要評価条件 (想定事故1)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料プール保有水量	約1,189m ³ 保有水量を厳しく見積もるためにプールのゲート閉の状態を想定
	使用済燃料プール水位	通常水位 通常水位を設定
	使用済燃料プール水温	65℃ 運用上許容される上限値として設定
事故条件	燃料の崩壊熱	約9.1MW 【使用済燃料】 貯蔵燃料：45GWd/t 巨心燃料：33GWd/t 原子炉停止後に最長時間（原子炉停止後9日）※1で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料ラックに最大数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系及び補給水系等の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないが、緊急用母線への交流電源供給が必要となることから、要員及び資源の観点から、外部電源なしを設定
重大事故等対策に関する機器条件	代替燃料プール注水系	50m ³ /hで注水 代替燃料プール注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に関する操作条件	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水は、重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生8時間後から開始する

東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から全燃料取出までの最長時間である約9日を考慮して原子炉停止後9日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

第4.1.2-1表 主要評価条件 (想定事故1)

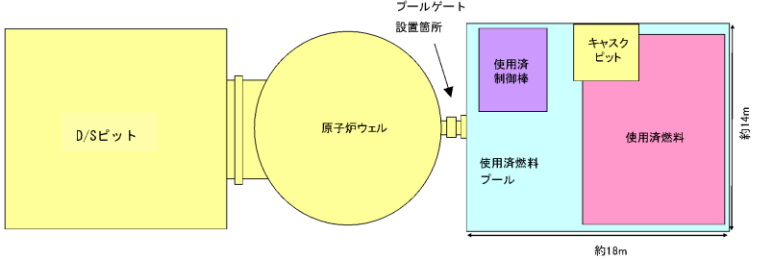
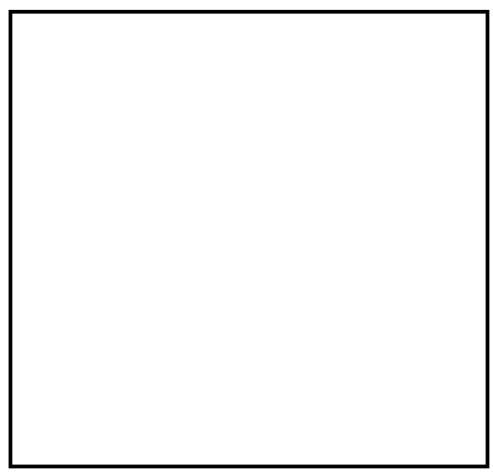
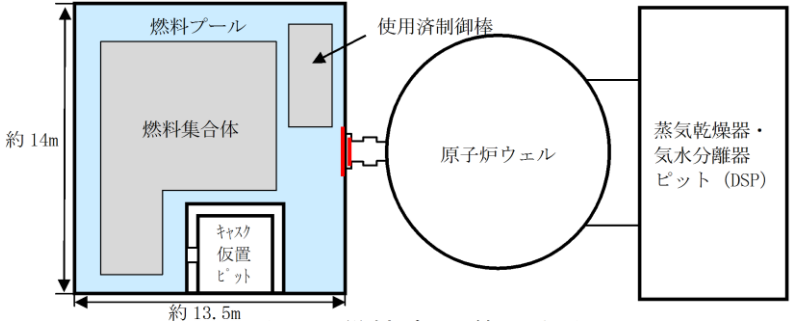
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プール保有水量	約1,599m ³ 保有水量を厳しく見積もるためにプールのゲート閉の状態を想定
	燃料プール水位	通常水位 通常水位を設定
	燃料プール水温	65℃ 運転上許容される上限値として設定
事故条件	燃料の崩壊熱	約7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・9×9燃料 45GWd/t ・MOX燃料 33GWd/t 原子炉停止後に最長時間（原子炉停止後10日※1）で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料ラックに最大数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出 また、原子炉停止10日後においては、MOX燃料の方が9×9燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料プール水位低下の観点で厳しいため、燃料プールにおける使用済燃料の崩壊熱はMOX燃料を考慮
	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び注水機能として、燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点から、外部電源なしを設定
重大事故等対策に関する機器条件	燃料プールの注水	48m ³ /h※2で注水 燃料プールの設計を踏まえて設定
重大事故等対策に関する操作条件	燃料プールの注水	燃料プールの注水（可搬型スプレインズル）による注水を想定 燃料プールの注水（可搬型スプレインズル）の系統構成に必要な準備時間は3時間であるが、燃料プール水位の低下し始める時間が事象発生から約7.9時間後であること踏まえて設定

※1 島根2号炉の定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉閉鎖までの最長時間である約5日及び全燃料取り出しの最長時間約5日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

※2 燃料プール注水（可搬型スプレインズル）及び燃料プール注水（常設スプレインヘッド）の注水容量はともに48m³/h以上である。

・評価条件の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 島根2号炉は、貯蔵燃料の燃焼度設定において、燃料の基本仕様及び添付資料八との整合をとり、取出平均燃焼度である9×9燃料45Wd/t, MOX燃料33Wd/tを設定している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考									
<p style="text-align: center;">第 4.1.2 表 主要評価条件 (想定事故 1) (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">項目</th> <th style="width: 25%;">主要評価条件</th> <th style="width: 25%;">条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">重大事故等対策に 関連する機器条件</td> <td style="text-align: center;">燃料プール代替注水系 45m³/h (4台) ※1で注水</td> <td style="text-align: center;">燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">重大事故等対策に 関連する操作条件</td> <td style="text-align: center;">燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 事象発生から 12 時間後</td> <td style="text-align: center;">可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド)、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量はともに 45m³/h 以上 (4台) である。</p>	項目	主要評価条件	条件設定の考え方	重大事故等対策に 関連する機器条件	燃料プール代替注水系 45m ³ /h (4台) ※1で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定	重大事故等対策に 関連する操作条件	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定			<p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7】</p>
項目	主要評価条件	条件設定の考え方										
重大事故等対策に 関連する機器条件	燃料プール代替注水系 45m ³ /h (4台) ※1で注水	燃料プール代替注水系による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定										
重大事故等対策に 関連する操作条件	燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水 事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.1</p> <p>使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</p> <p>1. 使用済燃料プールの概要</p> <p>図1に使用済燃料プール等の平面図を示す。</p> <p>定期検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、使用済燃料プールは原子炉ウェル、D/Sピット及びキャスクピットと繋がっているが、有効性評価においては、プールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウェル、D/Sピット及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。</p>  <p>図1 使用済燃料プール等の平面図</p> <p>2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について</p> <p>図2に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。</p> <p>放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故等であることを考慮し、例えば10mSv/hの場合は、通常水位から約2.1m*下の位置より高い遮蔽水位が必要である。</p> <p>*放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プール水位の算出方法については添付資料4.1.2に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.2</p> <p>使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</p> <p>1. 使用済燃料プールの概要</p> <p>使用済燃料プール周辺の概要図を第1図に示す。</p> <p>施設定期検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、使用済燃料プールは原子炉ウェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プール、キャスクピットとつながっているが、有効性評価においてはプールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プール及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。</p>  <p>第1図 使用済燃料プール周辺の概要図</p> <p>2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について</p> <p>第2図に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。</p> <p>放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故等であることを考慮し、例えば原子炉建屋原子炉棟6階において10mSv/hの場合は、通常水位から約0.86m*下の位置より高い遮蔽水位が必要となる。</p> <p>* 放射線の遮蔽の維持のために必要な水位の算出方法については添付資料4.1.3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.1</p> <p>燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について</p> <p>1. 燃料プールの概要</p> <p>図1に燃料プール等の平面図を示す。</p> <p>定期事業者検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、燃料プールは原子炉ウェル、蒸気乾燥器・気水分離器ピット（以下「DSP」という。）、キャスク仮置ピットと繋がっているが、有効性評価においては、プールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウェル、DSP及びキャスク仮置ピットの保有水量は考慮しない。</p>  <p>図1 燃料プール等の平面図</p> <p>2. 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について</p> <p>図2に放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について示す。</p> <p>放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故等であることを考慮し、例えば10mSv/hの場合は、通常水位から約2.6m*下の位置より高い遮蔽水位が必要である。</p> <p>* 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プール水位の算出方法については添付資料4.1.2に示す。</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】</p>

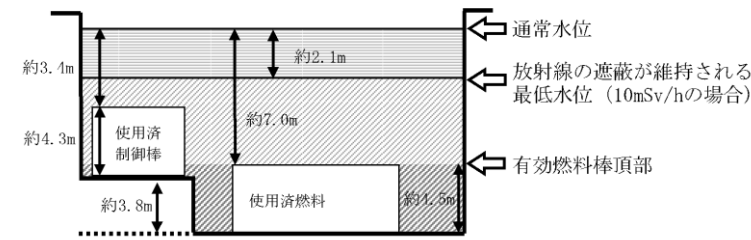


図2 放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

3. 使用済燃料プールの構造高さ、断面積及び保有水の容積について

図3に使用済燃料プールの構造高さを、表1に使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を示す。

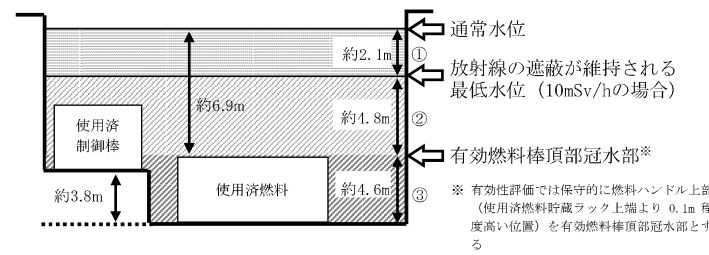
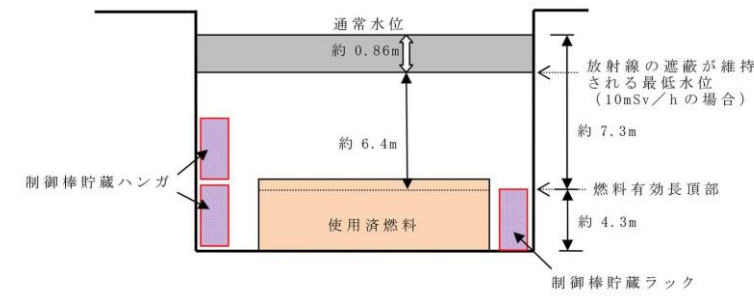


図3 6号及び7号炉の使用済燃料プールの構造高さ

表1 使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

領域	6号炉		7号炉	
	断面積[m ²]	保有水の容積[m ³]	断面積[m ²]	保有水の容積[m ³]
①	約 232	約 487	約 233	約 489
②	約 232	約 1,110	約 233	約 1,115
③	約 104	約 488	約 105	約 489
合計		約 2,085		約 2,093

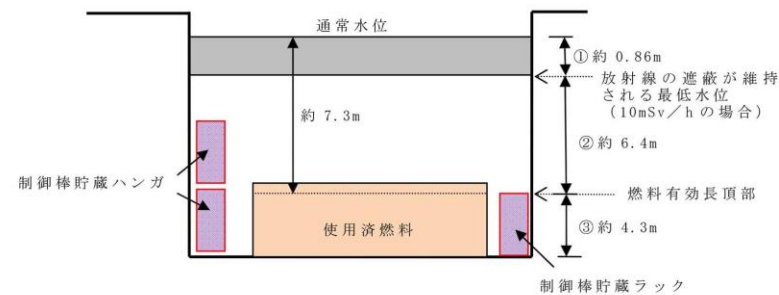
図3に示す各領域①、②及び③の保有水の容積は、使用済燃料プール容積から使用済燃料プール内の機器の容積を差し引くことで算出し、使用済燃料プールの領域①、②及び③の各断面積については、求めた各領域の容積から高さを差し引いて求



第2図 放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

3. 使用済燃料プールの高さと断面積について

使用済燃料プールの高さを第3図に、使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を第1表に示す。



第3図 東海第二発電所 使用済燃料プールの高さ

第1表 使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

項目	断面積 (m ²)	保有水の容積 (m ³)
①	約 116	約 100
②	約 115	約 737
③	約 83	約 352
合計		約 1,189

第3図に示す各領域①～③の保有水の容積は、使用済燃料プール容積から機器の容積を除くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では使用済燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域では求めた各領域の容積から高

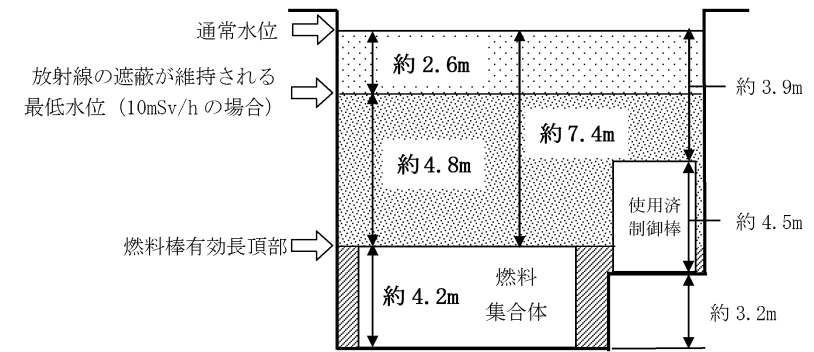


図2 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位

3. 燃料プールの構造高さ、断面積及び保有水の容積について

図3に燃料プールの構造高さを、表1に燃料プールの断面積及び保有水の容積を示す。

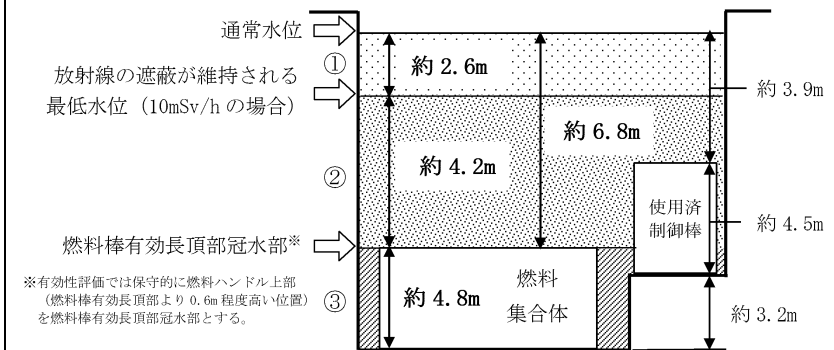


図3 島根2号炉の燃料プールの構造高さ

表1 燃料プールの断面積及び保有水の容積

領域	断面積 (m ²)	保有水の容積 (m ³)
①	約 167	約 439
②	約 167	約 704
③	約 95	約 456
合計		約 1,599

図3に示す各領域①～③の保有水の容積は、燃料プール容積から燃料プール内の機器の容積を差し引くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域では求めた各領域

備考
・設備設計の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>めた。なお、<u>使用済燃料プール</u>の断面積については各領域での平均的な値を示しているが、<u>使用済燃料プール内</u>に設置されている機器は領域②又は領域③のプール下部であるため、保有水量に対する水位の低下という観点で保守的な評価となっている。</p> <p>4. 想定事故1における時間余裕</p> <p><u>使用済燃料プールの冷却機能喪失に伴う崩壊熱による使用済燃料プール水位の低下</u>について、以下の式を用いて評価を行った。事象を厳しく評価するため、<u>使用済燃料プールの初期水温</u>は、<u>運転上許容される最高水温の65℃</u>とする。また、発生する崩壊熱は全て<u>使用済燃料プールの水温上昇及び蒸発</u>に寄与するものとし、<u>使用済燃料プールの水面、壁面等からの放熱は考慮しない</u>。さらに、<u>注水時においては顕熱を考慮せず注水量から崩壊熱相当の蒸発量を差し引いた分の水が注水されることを想定した</u>。</p> <p>○評価方法及び評価条件</p> <p>①冷却機能喪失から沸騰までの時間</p> $\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{(100[\text{°C}] - 65[\text{°C}]) \times \text{使用済燃料プール保有水の比熱[kJ/kg/°C]}^{21} \times \text{使用済燃料プールの保有水の容積[m}^3]}{\text{使用済燃料プールの保有水密度[kg/m}^3]}^{22} \times \frac{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$ <p>②沸騰による蒸発量と沸騰開始から有効燃料棒頂部冠水部まで水位が低下するまでの時間</p> $\text{1時間あたりの沸騰による蒸発量[m}^3/\text{h]} = \frac{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}{\text{使用済燃料プール保有水密度[kg/m}^3]}^{22} \times \frac{\text{蒸発潜熱[kJ/kg]}^{23}}{\text{使用済燃料プールの水位が通常水位から有効燃料棒頂部冠水部に至るまでの保有水の容積[m}^3]} \times \frac{\text{使用済燃料プール保有水密度[kg/m}^3]}{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$ <p>水位低下時間[h] =</p> $\frac{\text{使用済燃料プールの水位が通常水位から有効燃料棒頂部冠水部に至るまでの保有水の容積[m}^3]}{\text{使用済燃料プールの水位が通常水位から有効燃料棒頂部冠水部に至るまで水位が低下するまでの時間[h]}}$ <p>③沸騰による使用済燃料プール水位の低下平均速度</p> $\text{水位低下速度[m/h]} = \frac{\text{使用済燃料プールの水位が通常水位から有効燃料棒頂部冠水部に至るまでの高低差[m]}}{\text{使用済燃料プールの水位が通常水位から有効燃料棒頂部冠水部に至るまで水位が低下するまでの時間[h]}}$ <p><u>使用済燃料プールの下部は機器等が設置されており保有水が少ないため、使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く、使用済燃料プールの上部では水位低下速度は遅い。有効燃料棒頂部に水位が到達するまでの時間評価では、保守的に一律の水位低下速度を想定する。</u></p>	<p>さを除して求めた。なお、断面積については各領域での平均的な値を示しているが、<u>プール内に設置されている機器の多くは②、③の底部又は壁面下部にあるため、平均化によって上部の断面積が実際より狭く評価される</u>。保有水量に対する水位の低下という観点では断面積が小さいほど水位低下速度は速くなることから、保守的な評価となっている。</p> <p>4. 想定事故1における時間余裕</p> <p><u>使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における崩壊熱による使用済燃料プール水の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度</u>について、以下の式を用いて算定した。事象を保守的に評価するため、<u>使用済燃料プールの初期水温</u>は、<u>運転上許容される上限値である65℃</u>とする。また、発生する崩壊熱は全て<u>水温上昇及び蒸発</u>に寄与するものとし、<u>使用済燃料プールの水面及び壁面等からの放熱を考慮しない</u>。</p> <p>(1) 算定方法、算定条件</p> <p>a. 冷却機能停止から沸騰までの時間</p> $\text{沸騰までの時間(h)} = \frac{(100[\text{°C}] - 65[\text{°C}]) \times \text{水の比熱[kJ/kg/°C]}^{21} \times \text{使用済燃料プールの水量(m}^3) \times \text{水の密度(kg/m}^3)}{\text{燃料の崩壊熱(MW)} \times 10^3 \times 3600}$ <p>b. 沸騰開始からの水位低下時</p> $\text{1時間あたりの沸騰による蒸発量(m}^3/\text{h)} = \frac{\text{燃料の崩壊熱(MW)} \times 10^3 \times 3600}{\text{水の密度(kg/m}^3)}^{22} \times \frac{\text{蒸発潜熱(kJ/kg)}^{23}}{\text{燃料の崩壊熱(MW)} \times 10^3 \times 3600}$ <p>水位低下時間(h) =</p> $\frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの水量(m}^3) \times \text{水の密度(kg/m}^3)}{\text{燃料の崩壊熱(MW)} \times 10^3 \times 3600}$ <p>c. 沸騰による水位低下平均速度</p> $\text{水位低下速度(m/h)} = \frac{\text{通常水位から燃料有効長頂部までの高低差(m)}}{\text{通常水位から燃料有効長頂部まで水位低下にかかる時間(h)}}$ <p><u>使用済燃料プールの下部は機器等が設置されており、保有水が少ないため、使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く、使用済燃料プール上部では水位低下速度は遅い。ここでは、燃料有効長頂部に水位が到達するまでの時間評価では、保守的に一律の水位低下速度を想定する。</u></p>	<p>の容積から高さで除して求めた。なお、<u>燃料プール</u>の断面積については各領域での平均的な値を示しているが、<u>燃料プール内に設置されている機器は領域②又は領域③のプール下部</u>であるため、保有水量に対する水位の低下という観点で保守的な評価となっている。</p> <p>4. 想定事故1における時間余裕</p> <p><u>燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における崩壊熱による燃料プール水位の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度</u>について、以下の式を用いて評価を行った。事象を保守的に評価するため、<u>燃料プールの初期水温</u>は、<u>運転上許容される上限値である65℃</u>とする。また、発生する崩壊熱はすべて<u>燃料プールの水温上昇及び蒸発</u>に寄与するものとし、<u>燃料プールの水面、壁面等からの放熱は考慮しない</u>。</p> <p>○評価方法及び評価条件</p> <p>①冷却機能喪失から沸騰（燃料プール水100℃到達）までの時間</p> $\text{沸騰までの時間(h)} = \frac{(100[\text{°C}] - 65[\text{°C}]) \times \text{燃料プール保有水の比熱[kJ/kg/°C]}^{21} \times \text{燃料プール水量[m}^3] \times \text{燃料プール水密度[kg/m}^3]}{\text{燃料崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$ <p>②沸騰による蒸発量と沸騰開始から燃料棒有効長頂部冠水部まで水位が低下するまでの時間</p> $\text{1時間あたりの沸騰による蒸発量[m}^3/\text{h]} = \frac{\text{燃料崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}{\text{燃料プール水密度[kg/m}^3]}^{22} \times \frac{\text{蒸発潜熱[kJ/kg]}^{23}}{\text{燃料崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$ <p>水位低下時間[h] =</p> $\frac{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの燃料プール水量[m}^3] \times \text{燃料プール水密度[kg/m}^3]}{\text{燃料崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$ <p>③沸騰による燃料プール水位の低下平均速度</p> $\text{水位低下速度[m/h]} = \frac{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの高低差[m]}}{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部まで水位低下にかかる時間[h]}}$ <p><u>燃料プールの下部は機器等が設置されており、保有水が少ないため、燃料プールの下部では水位低下速度は早く、燃料プール上部では水位低下速度は遅い。燃料棒有効長頂部に水位が到達するまでの時間評価では、保守的に一律の水位低下速度を想定する。</u></p>	<p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、燃料プール水位が低下し始める前に、燃料プールのスプレイ系による注水準備が完了するため、水位が回復する際の評価を実施していない。</p>

表2 評価に使用する値

使用済燃料プール保有水の比熱[kJ/kg/°C] ^{※1}	使用済燃料プールの保有水の容積[m ³]	使用済燃料プールの保有水密度[kg/m ³] ^{※2}	使用済燃料の崩壊熱[MW]
4.185	6号炉:約2,085 7号炉:約2,093	958	10.899

蒸発潜熱[kJ/kg] ^{※3}	通常水位から有効燃料棒頂部冠水までの保有水の容積[m ³] ^{※4}	通常水位から有効燃料棒頂部冠水までの高低差[m]	通常水位から2.1m下までの保有水量[m ³]
2256.47	6号炉:約1,597 7号炉:約1,604	6号炉:6.975 7号炉:7.017	6号炉:487 7号炉:489

※1 65℃から100℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる65℃の値を採用。(1999年蒸気表より)
 ※2 65℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を採用。(1999年蒸気表より)
 ※3 100℃の飽和水のエンタルピと100℃の飽和蒸気のエンタルピの差より算出。(1999年蒸気表より)
 ※4 保有水量の算出では有効燃料棒頂部冠水として燃料ハンドル上部(使用済燃料貯蔵ラック上端より0.1m程度高い位置)を設定。

なお、①～③の式による算出については以下の保守的な仮定及び非保守的な仮定に基づく評価であるが、総合的に使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していないことの影響が大きく、保守的な評価となっていると考えられる。

<保守的な仮定>

- ・使用済燃料プール水温の温度変化に対する比熱及び密度の評価にて、もっとも厳しくなる値を想定している。
- ・使用済燃料プールの水面、壁面等からの放熱を考慮していない。

<非保守的な仮定>

- ・簡易的な評価とするために使用済燃料プール水温を全て均一の温度とし、プール全体が100℃に到達した時間を沸騰開始としている。

なお、注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度だと考える。

上記計算式を用いて、以下の条件にて算定した。

水の比熱 ^{※1} (kJ/kg/°C)	使用済燃料プールの水量 (m ³)	水の密度 ^{※2} (kg/m ³)	燃料の崩壊熱 (MW)
4.185	約 1,189	958	約 9.1

蒸発潜熱 ^{※3} (kJ/kg)	通常水位から燃料有効長頂部までの水量 (m ³)	通常水位から燃料有効長頂部までの高低差 (m)	通常水位から約0.86m下までの水量 (m ³)
2,256.47	約 837	約 7.3	約 100

- ※1 65℃から100℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる65℃の値を使用(1999年蒸気表より)
- ※2 65℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を使用(1999年蒸気表より)
- ※3 100℃の飽和水の比エンタルピと100℃飽和蒸気の比エンタルピの差より算出(1999年蒸気表より)

なお、a. ~ c. の算出においては以下の保守的な仮定と非保守的な仮定があるが、総合的に使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していないことの影響が大きいと考えられ、保守的な評価になっていると考えられる。

【保守的な仮定】

- ・温度変化に対する比熱及び密度の計算にて最も厳しくなる値を想定している。
- ・使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していない。

【非保守的な仮定】

- ・簡易的な評価とするため、プール水は全て均一の温度と仮定し、プール全体が100℃に到達した時間を沸騰開始としている。

なお、注水等の操作時間余裕は十分に大きいことから、これらの評価の仮定による影響は無視できる程度であると考えられる。

表2 評価に使用する値

プール保有水の比熱 ^{※1} (kJ/kg/°C)	プール水量 (m ³)	プール水密度 ^{※2} (kg/m ³)	燃料の崩壊熱 (MW)
4.185	約 1,599	958	約 7.8

蒸発潜熱 ^{※3} (kJ/Kg)	通常水位から燃料棒有効長頂部冠水までのプール水量 ^{※4} (m ³)	通常水位から燃料棒有効長頂部冠水までの高低差 (m)	通常水位から2.6m下までのプール水量 (m ³)
2,256.47	約 1,143	約 6.8	約 439

- ※1 : 65℃から100℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる65℃の値を採用。(1999年蒸気表より)
- ※2 : 65℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を採用。(1999年蒸気表より)
- ※3 : 100℃の飽和水のエンタルピと100℃の飽和蒸気のエンタルピの差より算出。(1999年蒸気表より)
- ※4 : 保有水量の算出では燃料棒有効長頂部冠水として燃料ハンドル上部(燃料棒有効長頂部より0.6m程度高い位置)を設定

なお、①～③の式による算出については以下の保守的な仮定及び非保守的な仮定に基づく評価である。

<保守的な仮定>

- ・燃料プール水温の温度変化に対する比熱及び密度の評価にて、時間を短く評価する最も厳しくなる値を想定している。
- ・燃料プールの水面、壁面等からの放熱を考慮せず、崩壊熱がすべて燃料プール水温上昇及び蒸発に寄与するものとしている。

<非保守的な仮定>

- ・簡易的な評価とするために燃料プール水温をすべて均一の温度とし、プール全体が100℃に到達した時間を沸騰開始としており、燃料プール水温の非一様性を考慮していない。なお、発熱源は燃料プール下方に位置する燃料集合体であり、自然対流の効果により非一様性は緩和される。

非保守的な仮定を設定することを踏まえ、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合の評価についても実施する。

なお、注水等の操作時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度であると考えられる。

- ・評価条件の相違【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																												
<p style="text-align: center;">表3 評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">項目</th> <th style="width: 15%;">6号炉</th> <th style="width: 15%;">7号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間[h]</td> <td>約7</td> <td>約7</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量[m³/h]</td> <td>約19</td> <td>約19</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位が通常水位から約2.1m低下するまでの時間[day]</td> <td>約1.4</td> <td>約1.4</td> </tr> <tr> <td>有効燃料棒頂部冠水部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間[day]</td> <td>約3.8</td> <td>約3.8</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]</td> <td>約0.08</td> <td>約0.08</td> </tr> </tbody> </table> <p>6号及び7号炉の使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、使用済燃料の崩壊熱により使用済燃料プール水温が上昇し、事象発生から約7時間後に沸騰が開始され、蒸発により使用済燃料プールの水位低下が始まる。この時の蒸発量は、約19m³/hである。</p> <p>よって、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約2.1m(10mSv/hの場合)下の位置まで低下するまでの時間は、6号及び7号炉の各号炉ともに事象発生から約1.4日後であり、重大事故等対策として期待する可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を用いた燃料プール代替注水系による注水操作の時間余裕は十分にある。</p> <p><参考> 有効性評価では崩壊熱が厳しい定期検査中に全炉心燃料が使用済燃料プールに取り出される想定であり、通常運転中の想定は以下のとおりとなる。</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、使用済燃料の崩壊熱により使用済燃料プール水温が上昇し、約1.3日後に沸騰が開始され、その後使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約2.1m(10mSv/hの場合)下の位置まで低下するまでの時間は、事象発生から約6.0日後となる。このように原子炉運転中の使用済燃料プールは、原子炉停止中の使用済燃料プールに比べてさらに長い時間余裕がある。</p>	項目	6号炉	7号炉	使用済燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間[h]	約7	約7	使用済燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約19	約19	使用済燃料プール水位が通常水位から約2.1m低下するまでの時間[day]	約1.4	約1.4	有効燃料棒頂部冠水部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間[day]	約3.8	約3.8	使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約0.08	約0.08	<p>(2) 算定結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 60%;">項目</th> <th style="width: 40%;">算定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール水温100℃到達までの時間(h)</td> <td>約5.1</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量(m³/h)</td> <td>約16</td> </tr> <tr> <td>必要注水流量(m³/h)^{※4}</td> <td>約13</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位が通常水位から約0.86m低下するまでの時間(h)^{※5}</td> <td>約11</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間(day)^{※5}</td> <td>約2.5</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位の低下速度(m/h)</td> <td>約0.13</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4 必要注水流量は次の式で求める</p> $\text{必要注水流量} = (\text{崩壊熱} \times 3,600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$ <p>h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ (kJ/kg) = 2,675.57</p> <p>h_f : 注水(35℃飽和水)の比エンタルピ (kJ/kg) = 146.64</p> <p>ρ_f : 注水(35℃飽和水)の密度 (kg/m³) = 994</p> <p>※5 事象発生から沸騰開始までの時間を含む</p> <p>使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、約5.1時間後に沸騰開始となり、蒸発により水位低下が始まる。このときの蒸発量は約16m³/hである。</p> <p>よって、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位(通常水位より約0.86m下)まで低下する時間は約11時間後であり、可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した注水操作の時間余裕は十分にある。</p> <p><参考> 有効性評価では崩壊熱が厳しい施設定期検査中に全炉心燃料が取り出されている想定であり、通常運転中の想定は以下のとおりとなる。</p> <p>使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、約1.5日後に沸騰開始となり、その後、放射線の遮蔽が維持される最低水位(通常水位より約0.86m下)まで使用済燃料プールの水位が低下するのは約2.7日後となる。このように原子炉運転中の使用済燃料プールは、原子炉停止中の使用済燃料プールに比べて更に長い時間余裕がある。</p>	項目	算定結果	使用済燃料プール水温100℃到達までの時間(h)	約5.1	燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量(m ³ /h)	約16	必要注水流量(m ³ /h) ^{※4}	約13	使用済燃料プール水位が通常水位から約0.86m低下するまでの時間(h) ^{※5}	約11	使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間(day) ^{※5}	約2.5	使用済燃料プール水位の低下速度(m/h)	約0.13	<p style="text-align: center;">表3 評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%;">項目</th> <th style="width: 30%;">算定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間(h)</td> <td>約7.9</td> </tr> <tr> <td>燃料の崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量(m³/h)</td> <td>約13</td> </tr> <tr> <td>燃料プール水位が通常水位から約2.6m低下するまでの時間(day)</td> <td>約1.7</td> </tr> <tr> <td>燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間(day)</td> <td>約3.9</td> </tr> <tr> <td>燃料プール水位の低下速度(m/h)</td> <td>約0.08</td> </tr> </tbody> </table> <p>燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により燃料プール水温が上昇し、事象発生から約7.9時間後に沸騰が開始され、蒸発により燃料プールの水位低下が始まる。この時の蒸発量は、約13m³/hである。</p> <p>よって、燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約2.6m(10mSv/hの場合)下の位置まで低下するまでの時間は、事象発生から約1.7日後であり、重大事故等対策として期待する燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による注水操作の時間余裕は十分にある。</p> <p><参考> 有効性評価では崩壊熱が厳しい定期事業者検査中に全炉心燃料が燃料プールに取り出される想定であり、通常運転中の想定は以下のとおりとなる。</p> <p>燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により燃料プール水温が上昇し、事象発生から約1.1日後に沸騰が開始され、その後燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約2.6m(10mSv/hの場合)下の位置まで低下するまでの時間は、事象発生から約6.1日後となる。このように原子炉運転中の燃料プールは、原子炉停止中の燃料プールに比べてさらに長い時間余裕がある。</p>	項目	算定結果	燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間(h)	約7.9	燃料の崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量(m ³ /h)	約13	燃料プール水位が通常水位から約2.6m低下するまでの時間(day)	約1.7	燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間(day)	約3.9	燃料プール水位の低下速度(m/h)	約0.08	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>
項目	6号炉	7号炉																																													
使用済燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間[h]	約7	約7																																													
使用済燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約19	約19																																													
使用済燃料プール水位が通常水位から約2.1m低下するまでの時間[day]	約1.4	約1.4																																													
有効燃料棒頂部冠水部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間[day]	約3.8	約3.8																																													
使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約0.08	約0.08																																													
項目	算定結果																																														
使用済燃料プール水温100℃到達までの時間(h)	約5.1																																														
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量(m ³ /h)	約16																																														
必要注水流量(m ³ /h) ^{※4}	約13																																														
使用済燃料プール水位が通常水位から約0.86m低下するまでの時間(h) ^{※5}	約11																																														
使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間(day) ^{※5}	約2.5																																														
使用済燃料プール水位の低下速度(m/h)	約0.13																																														
項目	算定結果																																														
燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間(h)	約7.9																																														
燃料の崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量(m ³ /h)	約13																																														
燃料プール水位が通常水位から約2.6m低下するまでの時間(day)	約1.7																																														
燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間(day)	約3.9																																														
燃料プール水位の低下速度(m/h)	約0.08																																														

表 4 通常運転中の想定※

項目	6号炉	7号炉
使用済燃料の崩壊熱[MW]	約 2.6	約 2.6
使用済燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間[day]	約 1.3	約 1.3
崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量[m ³ /h]	約 4.3	約 4.3
使用済燃料プール水位が通常水位から約 2.1m 低下するまでの時間[day]	約 6.0	約 6.0
使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部冠水部まで低下するまでの時間[day]	約 16.9	約 16.9
使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.02	約 0.02

※使用済燃料プールの初期水温は保守的に有効性評価での想定と同様の 65℃とした。

項目	算定結果
燃料の崩壊熱 (MW)	約 2.1
使用済燃料プールの初期水温 (℃) ※6	40
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間 (day)	約 1.5
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量 (m ³ /h)	約 3.5
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.86m 低下するまでの時間 (day) ※7	約 2.7
使用済燃料プール水位が通常水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間 (day) ※7	約 11
使用済燃料プール水位の低下速度 (m/h)	約 0.03

※6 使用済燃料プールの水温の実績値を包含する高めの水温を設定

※7 事象発生から沸騰開始までの時間を含む

表 4 通常運転中の想定※

項目	算定結果
燃料の崩壊熱 (MW)	約 2.2
燃料プール水温が100℃に到達するまでの時間 (day)	約 1.1
崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量 (m ³ /h)	約 3.7
燃料プール水位が通常水位から約 2.6m 低下するまでの時間 (day)	約 6.1
燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間 (day)	約 14
燃料プール水位の低下速度 (m/h)	約 0.03

※燃料プールの初期水温は保守的に有効性評価での想定と同様の 65℃とした。

・評価結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

5. 燃料取出スキーム

取出燃料	柏崎刈羽7号炉から発生分			柏崎刈羽1,3,5号炉から発生分		
	冷却期間	燃料数[体]	取出平均燃焼度 [Gwd/t]	冷却期間	燃料数 [体]	取出平均燃焼度 [Gwd/t]
5サイクル冷却済燃料	-	-	-	2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	476	50
4サイクル冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	-	-	-
3サイクル冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50
2サイクル冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日)+10日	-	-	35ヶ月	528	50
1サイクル冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日)+10日	208	50	-	-	-
施設定期検査時取出燃料	10日	872	33	-	-	-
小計	-	-	-	-	-	-
崩壊熱合計	崩壊熱: 10,899 MW (貯蔵体数 3,236体)			崩壊熱: 0.879		

注1: 評価では、使用済燃料の貯蔵体数が6号炉と比較して多い、7号炉の使用済燃料の崩壊熱を考慮する。(使用済燃料プールの保管容量は、6号炉が3,410体、7号炉が3,444体。評価では、1取巻を炉心分(208体)の崩壊熱のスペースを考慮した7号炉の貯蔵体数3,236体を使用する。)

注2: 1,3,5号炉からの崩壊熱は号炉間の燃料輸送を想定した設定とする。

注3: 炉心燃料の取り出しにかかる期間(冷却期間)は過去の実績より最も短い原子炉停止後10日を採用する。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な評価条件となっている。

5. 燃料取出スキーム

(1) 算定条件

燃料取出スキームの算定条件を下表に示す。

項目	算定条件	算定根拠
使用済燃料プール合計燃料体数	2,250体	使用済燃料プール貯蔵容量
施設定期検査時取出燃料体数	764体	原子炉内装荷全燃料
燃料取替体数	168体	9×9燃料(A型)平衡炉心時の燃料取替体数
冷却期間	13ヶ月	9×9燃料(A型)平衡炉心時の運転日数
停止期間	30日	過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績(65日)よりも短い日数を設定
原子炉停止から全燃料取出しにかかる日数	9日	炉心燃料の取出しにかかる期間(冷却期間)は過去の実績より最も短い原子炉停止後の日数を設定
施設定期検査毎に取出された使用済燃料の取出平均燃焼度	45Gwd/t	9×9燃料(A型)燃料取出平均燃焼度
サイクル末期平均燃焼度	33Gwd/t	1サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間におけるサイクル末期平均燃焼度

(2) 燃料取出スキーム

崩壊熱を保守的に評価するに当たり、使用済燃料プール内に、貯蔵容量である2,250体の燃料が貯蔵されているとした。そのうち施設定期検査時取出燃料は原子炉内に装荷されている全燃料(764体)、それ以前の施設定期検査時に取り出された燃料は9×9燃料(A型)の平衡炉心における燃料取替体数(168体)ずつ取り出されたものと仮定した。

使用済燃料プール貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	取出平均燃焼度 (Gwd/t)	崩壊熱 (MW)
9サイクル冷却燃料	9×(13ヶ月+30日)+9日	142体	45	約0.045
8サイクル冷却燃料	8×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.056
7サイクル冷却燃料	7×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.059
6サイクル冷却燃料	6×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.065
5サイクル冷却燃料	5×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.073
4サイクル冷却燃料	4×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.086
3サイクル冷却燃料	3×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.112
2サイクル冷却燃料	2×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.165
1サイクル冷却燃料	1×(13ヶ月+30日)+9日	168体	45	約0.293
施設定期検査時取出燃料	9日	764体	33	約8.104
合計	-	2,250体	-	約9.058

注1 炉心燃料の取出しにかかる期間は過去の実績より最も短い原子炉停止後9日を採用する。原子炉停止後9日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

5. 燃料取り出しスキーム

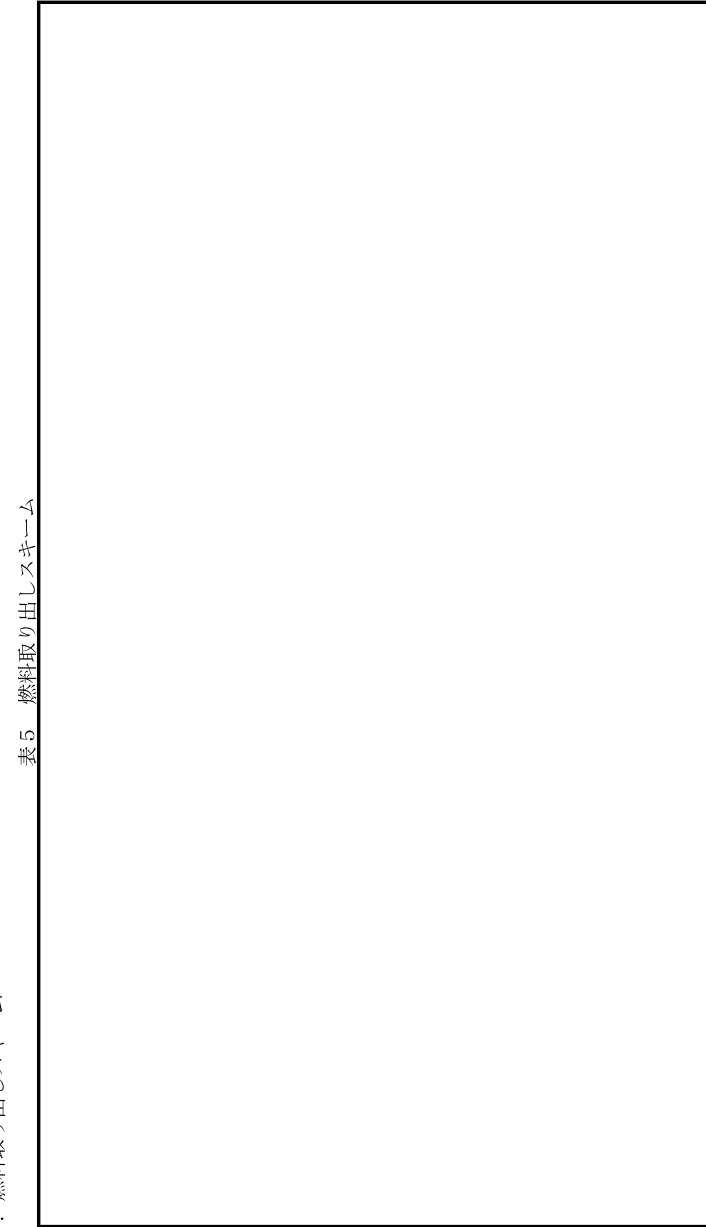


表5 燃料取り出しスキーム

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;">添付資料 4.1.2</p> <p>「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の評価について</p> <p>1. 使用済燃料の評価条件 使用済燃料プール内のラックに燃料が全て満たされた状態を仮定し、その時の使用済燃料を線源とする。 評価条件を以下に示す。</p> <p>○線源形状：使用済燃料プール内のラックに使用済燃料が全て満たされた状態 ○線源材質：使用済燃料及び水を考慮（密度 \square g/cm³） ○ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、エネルギー18群（ORIGEN 群構造） ○線源強度は、以下の条件で ORIGEN2 コードを使用して算出</p> <p>・燃料照射期間：1915 日（燃焼度 50Gwd/t 相当の値） ・燃料組成：STEPⅢ 9×9A 型（低Gd） ・濃縮度：\square (wt%) ・U 重量：燃料一体あたり \square (kg) ・停止後の期間*：10 日（実績を考慮した値を設定）</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 4.1.3</p> <p>水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について</p> <p>1. 使用済燃料からの線量率の計算条件 使用済燃料プール内のラックの全てに使用済燃料が貯蔵された状態を仮定し、その時の使用済燃料を線源とする。 計算条件を以下に示す。</p> <p>○線源形状：使用済燃料プール内のラックの全てに使用済燃料が満たされた状態 ○線源材質：使用済燃料及び水を考慮（密度 \square g/cm³） ○γ線エネルギー：計算に使用するγ線は、エネルギー4群とする。 ○線源強度：文献*¹に記載のエネルギーあたりの線源強度を基に、9×9燃料（A型）の体積あたりの線源強度を式①で算出した。</p> $\text{線源強度}(\gamma/s/cm^3) = \frac{\text{文献に記載の線源強度}(MeV/(W \cdot s)) \times \text{燃料集合体あたりの熱出力}(W/\text{体})}{\text{各群のエネルギー}(MeV) \times \text{燃料集合体体積}(cm^3/\text{体})} \dots \text{①}$ <p>このときの線源条件は以下となる。なお、本評価で使用している線源強度（文献値）に対する燃料照射期間は10⁶時間（約114年）であり、東海第二発電所の燃料照射期間を十分に包絡している。</p> <p>・燃料照射期間：10⁶時間 ・原子炉停止後の期間*²：停止後9日（実績を考慮した値を設定） ・燃料集合体あたりの熱出力：4.31MW/体（9×9燃料（A型）） ・燃料集合体体積：約7.2E+04cm³（9×9燃料（A型）） ※1 Blizard E.P. and Abbott L.S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 4.1.2</p> <p>「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」の評価について</p> <p>1. 燃料集合体の評価条件 燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに燃料が全て満たされた状態を仮定し、その時の燃料集合体を線源とする。 評価条件を以下に示す。</p> <p>○線源形状：燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに燃料が全て満たされた状態 ○線源材質：燃料集合体及び水を考慮（密度 \square g/cm³） ○ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、エネルギー4群とする。 ○線源強度：文献*¹に記載のエネルギーあたりの線源強度を基に、9×9燃料（A型）の体積あたりの線源強度を式①で算出した。</p> $\text{線源強度}(cm^{-3} \cdot s^{-1}) = \frac{\text{文献に記載の線源強度}(MeV \cdot W^{-1} \cdot s^{-1}) \times \text{燃料集合体あたりの熱出力}(W/\text{体})}{\text{各群のエネルギー}(MeV) \times \text{燃料集合体体積}(cm^3/\text{体})} \dots \text{①}$ <p>このときの線源条件は以下とする。なお、本評価で使用している線源強度（文献値）に対する燃料照射期間は10⁶時間（約114年）であり、島根2号炉の燃料照射期間を十分に包絡している。</p> <p>・燃料照射期間：10⁶時間（無限照射） ・停止後の期間*²：10日（実績を考慮した値を設定） ・燃料集合体あたりの熱出力：4.35MW/体（9×9燃料（A型）） ・燃料集合体体積：約7.1×10⁴cm³（9×9燃料（A型）） ※1 Blizard E. P. and Abbott L.S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”</p>	<p>・評価条件の相違【柏崎 6/7】</p> <p>・評価条件の相違【東海第二】 実績を踏まえた設定の相違。</p> <p>・設備設計の相違【東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※ 原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な評価条件となっている。</p> <p>○評価モデル：直方体線源 線量率評価はQAD-CGGP2Rコードを用いており、その評価モデルを図1に示す。また、評価により求めた線源強度を表1に示す。</p>	<p>※2 原子炉停止後9日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な条件となっている。</p> <p>○計算モデル：直方体線源 線量率計算はQAD-CGGP2Rコード(ver1.04)を用いており、その評価モデルを第1図に示す。また、式①で算出した体積当たりの線源強度を第1表に示す。</p> <p>なお、評価モデルにおいては、燃料有効長以外の構造体は評価対象に含めていないが、実際の使用済燃料では、燃料有効長以外の構造体（上部タイプレート等）においても、放射化等により線源を有している。しかしながら、燃料有効長以外の構造体の線源強度は、$10^9 \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$程度と考えられ^{※3}、燃料有効長に比べて1%程度と小さい。本線量評価は、使用済燃料プールにおいて放射線の遮蔽が維持される水位を評価するものであり、放射線の遮蔽が維持される水位（通常水位から約0.86m下）においては、使用済燃料由来の線量率は小さく（第7図参照）、線量率全体の0.01%未満の寄与であるため、評価結果に対する燃料有効長以外の構造体からの影響は十分に無視できる。</p> <p>※3 同等の材料組成及び中性子照射量を受けていると考えられる制御棒中間部と同等の線源強度と仮定（第2表参照）</p>	<p>※2 原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な評価条件となっている。</p> <p>○評価モデル：直方体線源 線量率評価は、QAD-CGGP2Rコードを用いており、その評価モデルを図1に示す。また、評価により求めた線源強度を表1に示す。</p> <p>なお、評価モデルにおいては、燃料棒有効長以外の構造体は評価対象に含めていないが、実際の燃料集合体では、燃料棒有効長以外の構造体（上部タイプレート等）においても、放射化等により線源を有している。しかしながら、燃料棒有効長以外の構造体の線源強度は、燃料棒有効長に比べて十分小さいと考えられる。本線量評価は、燃料プールにおいて放射線の遮蔽が維持される水位を評価するものであり、放射線の遮蔽が維持される水位（通常水位から約2.6m下）においては、燃料集合体由来の線量率は小さく（図7参照）、線量率全体の0.1%未満の寄与であるため、評価結果に対する燃料棒有効長以外の構造体からの影響は十分に無視できる。</p>	<p>・評価条件の相違 【東海第二】 実績を踏まえた設定の相違。</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉では、燃料棒有効長頂部とそれ以外の構造物の線源強度の比較について定性的な考察を実施しており、東海第二は、燃料有効長以外の構造体の線源強度を制御棒中間部と同等だと仮定して定量的な考察を実施している。なお、燃料棒有効長以外の構造体からの影響は十分に無視できるという結論に変わりはない。</p>

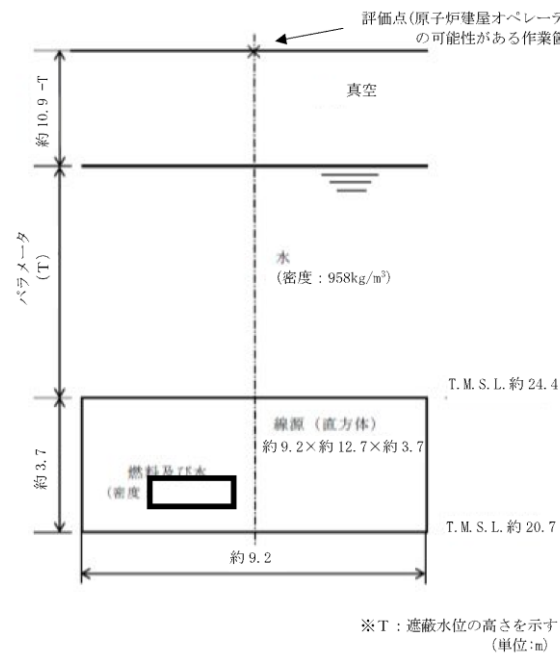
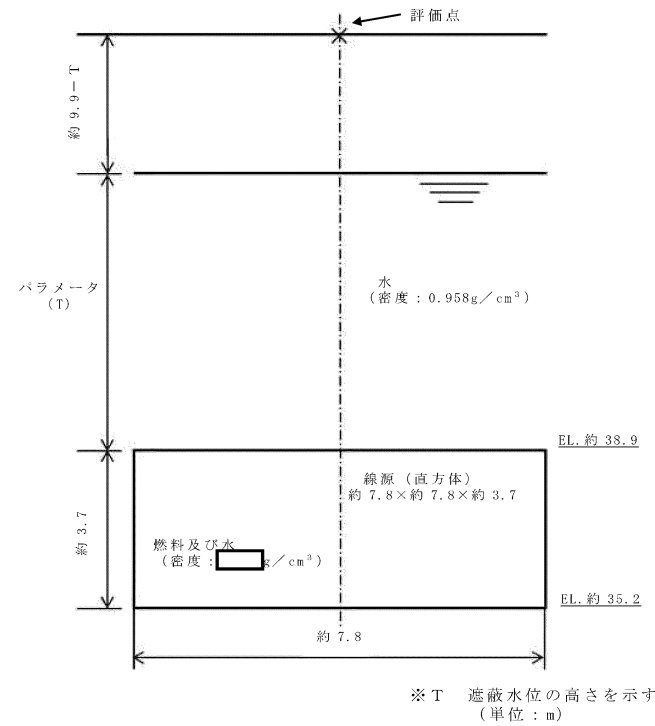


図1 使用済燃料の線量率評価モデル

表1 使用済燃料の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	燃料線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	2.66×10^{11}
2	2.50×10^{-2}	6.07×10^{10}
3	3.75×10^{-2}	6.99×10^{10}
4	5.75×10^{-2}	4.56×10^{10}
5	8.50×10^{-2}	5.40×10^{10}
6	1.25×10^{-1}	9.78×10^{10}
7	2.25×10^{-1}	5.65×10^{10}
8	3.75×10^{-1}	4.56×10^{10}
9	5.75×10^{-1}	1.67×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	1.86×10^{11}
11	1.25×10^0	1.47×10^{10}
12	1.75×10^0	5.03×10^{10}
13	2.25×10^0	3.35×10^9
14	2.75×10^0	1.86×10^9
15	3.50×10^0	1.64×10^7
16	5.00×10^0	1.34×10^2
17	7.00×10^0	1.55×10^1
18	9.50×10^0	1.78×10^0
合計		1.12×10^{12}



第1図 使用済燃料の線量率計算モデル

第1表 使用済燃料の線源強度

群	γ 線エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	$4.4\text{E}+11$
2	2.0	$7.5\text{E}+10$
3	3.0	$1.3\text{E}+09$
4	4.0	$2.7\text{E}+07$

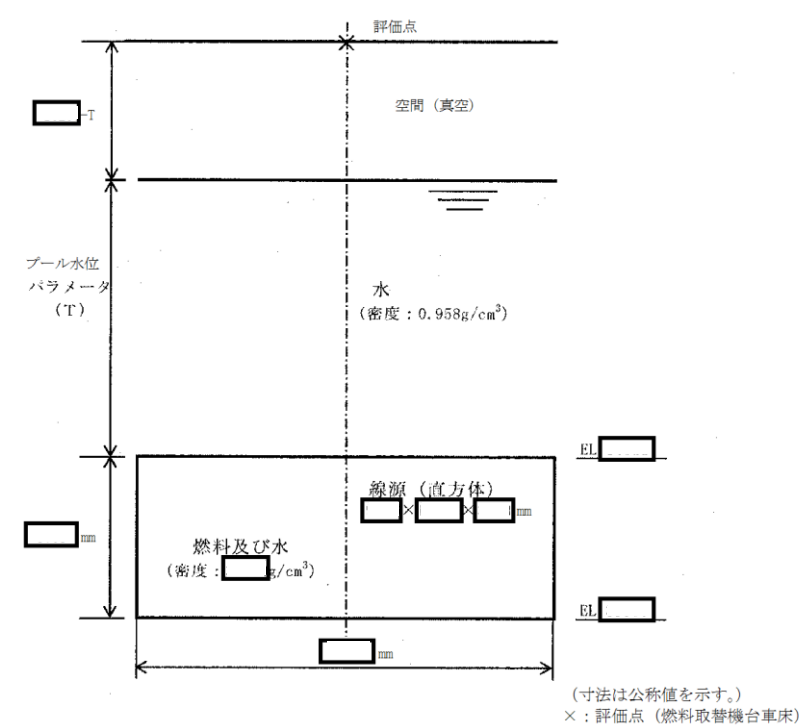


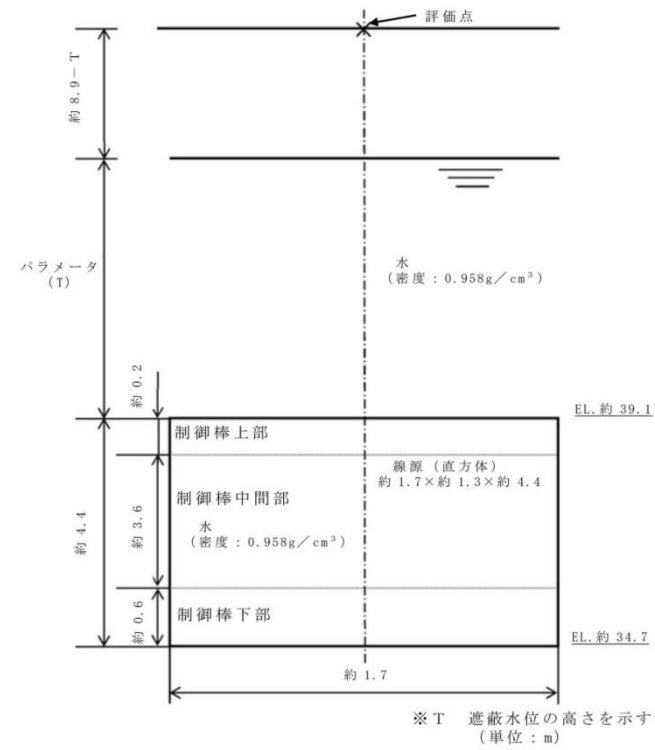
図1 燃料集合体の線量率評価モデル

表1 燃料集合体の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.0	4.3×10^{11}
2	2.0	7.3×10^{10}
3	3.0	1.2×10^9
4	4.0	2.6×10^7

備考
・評価条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>2. <u>使用済制御棒（制御棒貯蔵ラック）の計算条件</u> <u>使用済燃料プール内の制御棒貯蔵ラックの使用済制御棒を線源とする計算条件を以下に示す。</u></p> <p>○<u>線源形状：制御棒貯蔵ラックの制御棒用スペースが全て満たされた状態</u></p> <p>○<u>線源材料：水（密度 0.958g/cm³※）</u></p> <p>※ <u>65℃から 100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる 100℃の値を設定</u></p> <p>○<u>γ線エネルギー：計算に使用するγ線はエネルギー 18 群（OR IGEN群構造）とする。</u></p> <p>○<u>線源強度は、使用済制御棒を高さ方向に 3 領域に分割し、使用済制御棒上部はピンローラを、使用済制御棒中間部はアプソーバ管やタイロッド等を、使用済制御棒下部は落下速度リミッタを代表としてモデル化している。制御棒へ照射される中性子フラックスは、制御棒が全挿入された状態での照射を想定した値とした。</u></p> <p><u>照射期間については、制御棒照射量制限値（B₄C型：1.5snvt）を炉心中央の平均熱中性子フラックスで除した値とした（435 日）。</u></p> <p>○<u>制御棒貯蔵ラックには冷却期間が異なる使用済制御棒が貯蔵されていることを想定し、制御棒貯蔵ラックに保管されている使用済制御棒を 3 領域毎に分割の平均線源強度を式②により算出した。</u></p> $\text{平均線源強度} = \frac{\sum \{ \text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度} \} \times \{ \text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数} \}}{\text{全貯蔵本数}} \dots \text{②}$ <p><u>制御棒のタイプはB₄C型の 1 タイプ、冷却期間は 0～1 サイクルの 2 種類、全貯蔵本数は 24 本とした。</u></p> <p>○<u>計算モデル：直方体線源</u> <u>線量率計算はQAD-CGGP 2Rコードを用いており、その評価モデルを第 2 図に示す。また、計算により求めた線源強度を第 2 表に示す。</u></p>		<p>・評価条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2 号炉の制御棒・破損燃料貯蔵ラックは、使用済燃料ラック同様に燃料プールの底部付近に設置されているため、そこからの線量寄与に支配的な線源としては使用済燃料のみを考慮している。</p>



第2図 制御棒貯蔵ラックの線量率計算モデル

第2表 制御棒貯蔵ラック内の使用済制御棒の線源強度

	γ線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	3.6×10^7	4.9×10^8	1.3×10^9
2	2.50×10^{-2}	1.8×10^5	1.1×10^6	5.1×10^6
3	3.75×10^{-2}	1.3×10^5	8.8×10^5	1.1×10^7
4	5.75×10^{-2}	1.5×10^5	9.0×10^5	8.9×10^8
5	8.50×10^{-2}	9.1×10^4	5.1×10^5	8.3×10^7
6	1.25×10^{-1}	1.7×10^5	1.3×10^6	1.8×10^8
7	2.25×10^{-1}	1.8×10^5	1.3×10^6	2.6×10^8
8	3.75×10^{-1}	9.7×10^6	2.6×10^8	5.9×10^8
9	5.75×10^{-1}	3.4×10^7	1.6×10^8	2.7×10^8
10	8.50×10^{-1}	1.2×10^8	8.4×10^8	1.6×10^9
11	1.25×10^0	7.9×10^7	6.9×10^8	5.5×10^9
12	1.75×10^0	6.3×10^5	2.9×10^6	5.0×10^6
13	2.25×10^0	4.2×10^2	3.7×10^3	2.4×10^4
14	2.75×10^0	9.9×10^0	1.1×10^1	7.5×10^1
15	3.50×10^0	5.9×10^{-3}	2.1×10^{-10}	1.0×10^{-9}
16	5.00×10^0	6.1×10^{-5}	2.2×10^{-12}	1.1×10^{-11}
17	7.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
18	9.50×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
合計		2.8×10^8	2.4×10^9	1.1×10^{10}

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>2. 使用済制御棒の評価条件</p> <p>使用済燃料プール内の使用済制御棒を線源とする評価条件を以下に示す。</p> <p>○線源形状：使用済燃料プール内の使用済制御棒貯蔵ハンガの全てに使用済制御棒が満たされた状態</p> <p>○線源材質：水（密度 958kg/m³*）</p> <p>※ 65℃から 100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる 100℃の値を採用</p> <p>○ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線はエネルギー 18 群（ORIGEN 群構造）とする。</p> <p>○線源強度：使用済制御棒を高さ方向に 3 領域に分割し、使用済制御棒上部は上部ローラを、使用済制御棒中間部はアブソーバ管やタイロッド等を、使用済制御棒下部は下部ローラを代表としてモデル化している。使用済制御棒中間部は制御棒を挿入時（照射期間 426 日）にのみ、使用済制御棒上部は挿入時と引き抜き時（照射期間 1278 日）の間、炉心下部の出力ピーキングに応じた中性子が照射されるものとする。また、使用済制御棒下部は使用済制御棒上部と同じ線源強度とする。</p> <p>また、使用済燃料プールには、タイプ別でかつ、冷却期間の異なる使用済制御棒が混在して貯蔵されていることを想定し、貯蔵使用済制御棒全体の放射能を保存して平均した線源強度を式(1)により算出した。</p> $\text{平均線源強度} = \frac{\sum \{ (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数}) \}}{\text{全貯蔵本数}} \quad (1)$ <p>制御棒のタイプは Hf 及び B₄C の 2 タイプ、冷却期間は 0～10 サイクルの 11 種類、全貯蔵本数は 204 本とした。</p>	<p>3. 使用済制御棒（制御棒貯蔵ハンガ）の計算条件</p> <p>使用済燃料プール内の制御棒貯蔵ハンガの使用済制御棒を線源とする計算条件を以下に示す。</p> <p>○線源形状：制御棒貯蔵ハンガの全てに制御棒が吊るされた状態</p> <p>○線源材料：水（密度 0.958g/cm³*）</p> <p>※ 65℃から 100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる 100℃の値を設定</p> <p>○γ線エネルギー：計算に使用するγ線はエネルギー 18 群（ORIGEN群構造）とする。</p> <p>○線源強度は、使用済制御棒を高さ方向に 3 領域に分割し、使用済制御棒上部はピンローラを、使用済制御棒中間部はアブソーバ管やタイロッド等を、使用済制御棒下部は落下速度リミッタを代表としてモデル化している。制御棒へ照射される中性子フラックスは、制御棒が全挿入された状態での照射を想定した値とした。照射期間については、制御棒照射量制限値（Hf型：4snvt、B₄C型：1.5snvt）を炉心中央の平均熱中性子フラックスで除した値とした（Hf型：1,160 日、B₄C型：435 日）。</p> <p>○制御棒貯蔵ハンガには、タイプ別でかつ冷却期間の異なる使用済制御棒が混在して貯蔵されていることを想定し、モデル上で分割した 3 領域毎に使用済制御棒全体の放射能を保存して平均線源強度を式③により算出した。</p> $\text{平均線源強度} = \frac{\sum \{ (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数}) \}}{\text{全貯蔵本数}} \quad \text{---} \textcircled{3}$ <p>制御棒のタイプは Hf、B₄C の 2 タイプ、冷却期間は 0～10 サイクルの 11 種類、全貯蔵本数は 156 本とした。</p>	<p>2. 使用済制御棒の評価条件</p> <p>燃料プール内の使用済制御棒を線源とする評価条件を以下に示す。</p> <p>○線源形状：燃料プール内の制御棒貯蔵ハンガの全てに使用済制御棒が満たされた状態</p> <p>○線源材料：水（密度：0.958g/cm³*）</p> <p>※ 65℃から 100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる 100℃の値を採用</p> <p>○ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線はエネルギー 18 群（ORIGEN群構造）とする。</p> <p>○線源強度：使用済制御棒を高さ方向に 3 領域に分割し、使用済制御棒上部は上部ローラを、使用済制御棒中間部は中性子吸収材を、使用済制御棒下部は下部ローラを代表としてモデル化している。使用済制御棒中間部は制御棒を挿入時にのみ、使用済制御棒上部は挿入時と引き抜き時の間、中性子が照射されるものとする。照射期間については、制御棒挿入時に照射される制御棒はすべて Hf 型制御棒とし、制御棒照射量制限値（Hf 型：<input type="text"/>) を炉心中央の平均熱中性子フラックスで除した値とした。制御棒引き抜き時に照射される制御棒はすべて B₄C 型制御棒とし、制御棒照射量制限値（B₄C 型：<input type="text"/>) を炉底部熱中性子フラックスで除した値とした。また、使用済制御棒下部は使用済制御棒上部と同じ線源強度とする。</p> <p>また、燃料プールには、タイプ別でかつ、冷却期間の異なる使用済制御棒が混在して貯蔵されていることを想定し、貯蔵使用済制御棒全体の放射能を保存して平均した線源強度を式②により算出した。</p> $\text{平均線源強度} = \frac{\sum \{ (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数}) \}}{\text{全貯蔵本数}} \quad \text{---} \textcircled{2}$ <p>制御棒タイプは Hf 型、B₄C 型の 2 タイプ、冷却期間は 0～10 サイクルの 11 種類、全貯蔵本数は 144 本とした。</p>	<p>・評価条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・評価条件の相違 【東海第二】</p> <p>・設備設計の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																																				
<p>使用済制御棒の内訳は表2に示すとおり、現在(2014年9月時点)貯蔵されている使用済制御棒から貯蔵数が最大になるように毎サイクルB₄C型とHf型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。なお、取り出す制御棒は、今後B₄C型制御棒の使用を計画していること、同一照射条件におけるB₄C型およびHf型制御棒の主要核種の放射エネルギーは取り出し後の時間が短い場合においてHf型制御棒の方が僅かに大きくなること、過去にHf型制御棒の使用実績があること等を踏まえ、B₄C型制御棒だけでなく、Hf型制御棒についても想定した。</p> <p>○評価モデル：直方体線源 線量率評価はQAD-CGGP2Rコードを用いておりその評価モデルを図2に示す。また、評価により求めた線源強度を表3に示す。</p> <p>表2 制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数</p> <table border="1" data-bbox="222 1071 771 1711"> <thead> <tr> <th>タイプ</th> <th>冷却期間 (サイクル)</th> <th>冷却期間 (d)</th> <th>本数 (本)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="11">Hf型 制御棒</td><td>0</td><td>10</td><td>10</td></tr> <tr><td>1</td><td>506</td><td>10</td></tr> <tr><td>2</td><td>1002</td><td>10</td></tr> <tr><td>3</td><td>1498</td><td>10</td></tr> <tr><td>4</td><td>1994</td><td>10</td></tr> <tr><td>5</td><td>2490</td><td>7</td></tr> <tr><td>6</td><td>2986</td><td>25</td></tr> <tr><td>7</td><td>3482</td><td>21</td></tr> <tr><td>9</td><td>4474</td><td>4</td></tr> <tr><td>10</td><td>4970</td><td>21</td></tr> <tr><td rowspan="11">B₄C型 制御棒</td><td>0</td><td>10</td><td>9</td></tr> <tr><td>1</td><td>506</td><td>9</td></tr> <tr><td>2</td><td>1002</td><td>9</td></tr> <tr><td>3</td><td>1498</td><td>9</td></tr> <tr><td>4</td><td>1994</td><td>9</td></tr> <tr><td>5</td><td>2490</td><td>6</td></tr> <tr><td>7</td><td>3482</td><td>4</td></tr> <tr><td>10</td><td>4970</td><td>21</td></tr> </tbody> </table>	タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	本数 (本)	Hf型 制御棒	0	10	10	1	506	10	2	1002	10	3	1498	10	4	1994	10	5	2490	7	6	2986	25	7	3482	21	9	4474	4	10	4970	21	B ₄ C型 制御棒	0	10	9	1	506	9	2	1002	9	3	1498	9	4	1994	9	5	2490	6	7	3482	4	10	4970	21	<p>○計算モデル：直方体線源 線量率計算はQAD-CGGP2Rコード(ver1.04)を用いており、その評価モデルを第3図に示す。また、計算により求めた線源強度を第3表に示す。</p>	<p>使用済制御棒の内訳は表2に示すとおり、定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に、貯蔵数が最大となるように毎サイクルHf型とB₄C型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。</p> <p>○評価モデル：直方体線源 線量率評価は、QAD-CGGP2Rコードを用いておりその評価モデルを図2に示す。また、評価により求めた線源強度を表3に示す。</p> <p>表2 制御棒のタイプ別、冷却期間別の貯蔵本数</p> <table border="1" data-bbox="1736 1008 2493 1764"> <thead> <tr> <th>タイプ</th> <th>冷却期間 (サイクル)</th> <th>冷却期間 (day)</th> <th>本数 (本)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="11">Hf型 制御棒</td><td>0</td><td>10</td><td>9</td></tr> <tr><td>1</td><td>506</td><td>4</td></tr> <tr><td>2</td><td>1002</td><td>4</td></tr> <tr><td>3</td><td>1498</td><td>4</td></tr> <tr><td>4</td><td>1994</td><td>4</td></tr> <tr><td>5</td><td>2490</td><td>4</td></tr> <tr><td>6</td><td>2986</td><td>4</td></tr> <tr><td>7</td><td>3482</td><td>4</td></tr> <tr><td>8</td><td>3978</td><td>4</td></tr> <tr><td>9</td><td>4474</td><td>4</td></tr> <tr><td>10</td><td>4970</td><td>5</td></tr> <tr><td rowspan="11">B₄C型 制御棒</td><td>0</td><td>10</td><td>12</td></tr> <tr><td>1</td><td>506</td><td>8</td></tr> <tr><td>2</td><td>1002</td><td>8</td></tr> <tr><td>3</td><td>1498</td><td>8</td></tr> <tr><td>4</td><td>1994</td><td>8</td></tr> <tr><td>5</td><td>2490</td><td>8</td></tr> <tr><td>6</td><td>2986</td><td>8</td></tr> <tr><td>7</td><td>3482</td><td>8</td></tr> <tr><td>8</td><td>3978</td><td>8</td></tr> <tr><td>9</td><td>4474</td><td>8</td></tr> <tr><td>10</td><td>4970</td><td>10</td></tr> </tbody> </table>	タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (day)	本数 (本)	Hf型 制御棒	0	10	9	1	506	4	2	1002	4	3	1498	4	4	1994	4	5	2490	4	6	2986	4	7	3482	4	8	3978	4	9	4474	4	10	4970	5	B ₄ C型 制御棒	0	10	12	1	506	8	2	1002	8	3	1498	8	4	1994	8	5	2490	8	6	2986	8	7	3482	8	8	3978	8	9	4474	8	10	4970	10	<p>備考</p> <p>・評価条件の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>
タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (d)	本数 (本)																																																																																																																																				
Hf型 制御棒	0	10	10																																																																																																																																				
	1	506	10																																																																																																																																				
	2	1002	10																																																																																																																																				
	3	1498	10																																																																																																																																				
	4	1994	10																																																																																																																																				
	5	2490	7																																																																																																																																				
	6	2986	25																																																																																																																																				
	7	3482	21																																																																																																																																				
	9	4474	4																																																																																																																																				
	10	4970	21																																																																																																																																				
	B ₄ C型 制御棒	0	10	9																																																																																																																																			
1		506	9																																																																																																																																				
2		1002	9																																																																																																																																				
3		1498	9																																																																																																																																				
4		1994	9																																																																																																																																				
5		2490	6																																																																																																																																				
7		3482	4																																																																																																																																				
10		4970	21																																																																																																																																				
タイプ		冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (day)	本数 (本)																																																																																																																																			
Hf型 制御棒		0	10	9																																																																																																																																			
		1	506	4																																																																																																																																			
	2	1002	4																																																																																																																																				
	3	1498	4																																																																																																																																				
	4	1994	4																																																																																																																																				
	5	2490	4																																																																																																																																				
	6	2986	4																																																																																																																																				
	7	3482	4																																																																																																																																				
	8	3978	4																																																																																																																																				
	9	4474	4																																																																																																																																				
	10	4970	5																																																																																																																																				
B ₄ C型 制御棒	0	10	12																																																																																																																																				
	1	506	8																																																																																																																																				
	2	1002	8																																																																																																																																				
	3	1498	8																																																																																																																																				
	4	1994	8																																																																																																																																				
	5	2490	8																																																																																																																																				
	6	2986	8																																																																																																																																				
	7	3482	8																																																																																																																																				
	8	3978	8																																																																																																																																				
	9	4474	8																																																																																																																																				
	10	4970	10																																																																																																																																				

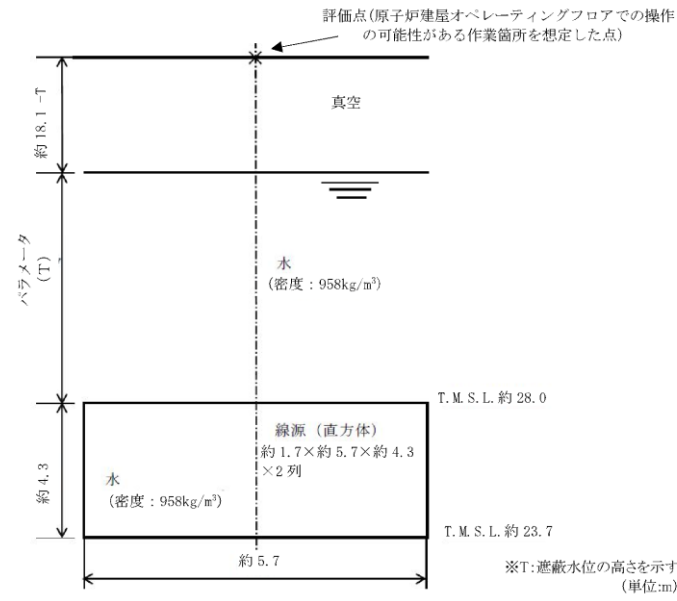
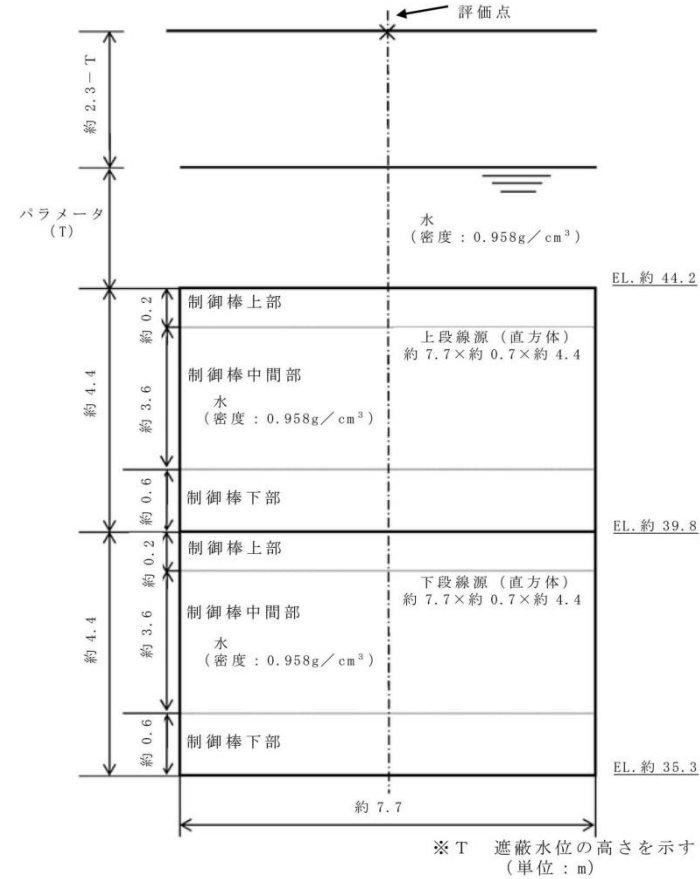


図2 使用済制御棒の線量率評価モデル

表3 使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	7.40×10^6	1.70×10^9	7.40×10^6
2	2.50×10^{-2}	5.85×10^4	1.32×10^7	5.85×10^4
3	3.75×10^{-2}	4.01×10^4	1.18×10^7	4.01×10^4
4	5.75×10^{-2}	4.41×10^4	4.37×10^9	4.41×10^4
5	8.50×10^{-2}	2.29×10^4	4.46×10^7	2.29×10^4
6	1.25×10^{-1}	3.99×10^4	6.42×10^9	3.99×10^4
7	2.25×10^{-1}	3.98×10^4	1.31×10^8	3.98×10^4
8	3.75×10^{-1}	2.36×10^6	1.52×10^9	2.36×10^6
9	5.75×10^{-1}	6.17×10^6	8.46×10^9	6.17×10^6
10	8.50×10^{-1}	2.22×10^7	7.39×10^7	2.22×10^7
11	1.25×10^0	8.13×10^7	5.27×10^8	8.13×10^7
12	1.75×10^0	1.14×10^5	1.79×10^5	1.14×10^5
13	2.25×10^0	4.31×10^2	4.52×10^2	4.31×10^2
14	2.75×10^0	3.47×10^0	1.24×10^0	3.47×10^0
15	3.50×10^0	1.46×10^{-3}	3.41×10^{-5}	1.46×10^{-3}
16	5.00×10^0	1.52×10^{-5}	3.55×10^{-7}	1.52×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0
18	9.50×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0
合計		1.20×10^8	2.33×10^{10}	1.20×10^8



第3図 制御棒貯蔵ハンガの線量率計算モデル

第3表 制御棒貯蔵ハンガの使用済制御棒の線源強度

	γ 線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	8.0×10^4	1.5×10^6	5.5×10^6
2	2.50×10^{-2}	1.3×10^4	8.7×10^4	5.3×10^5
3	3.75×10^{-2}	7.1×10^3	5.0×10^4	3.1×10^5
4	5.75×10^{-2}	8.0×10^3	5.6×10^4	1.7×10^6
5	8.50×10^{-2}	3.2×10^3	2.2×10^4	2.6×10^5
6	1.25×10^{-1}	1.2×10^3	8.6×10^3	3.3×10^5
7	2.25×10^{-1}	4.5×10^2	3.1×10^3	4.1×10^5
8	3.75×10^{-1}	1.2×10^3	8.6×10^3	5.3×10^4
9	5.75×10^{-1}	6.5×10^3	3.0×10^4	5.3×10^4
10	8.50×10^{-1}	2.5×10^4	7.3×10^6	1.5×10^7
11	1.25×10^0	3.5×10^7	2.4×10^8	1.5×10^9
12	1.75×10^0	1.2×10^2	5.5×10^2	9.7×10^2
13	2.25×10^0	1.8×10^2	1.3×10^3	7.8×10^3
14	2.75×10^0	5.7×10^{-1}	3.9×10^0	2.4×10^1
15	3.50×10^0	4.1×10^{-16}	1.9×10^{-15}	2.7×10^{-15}
16	5.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
17	7.00×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
18	9.50×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0	0.0×10^0
合計		3.5×10^7	2.5×10^8	1.5×10^9

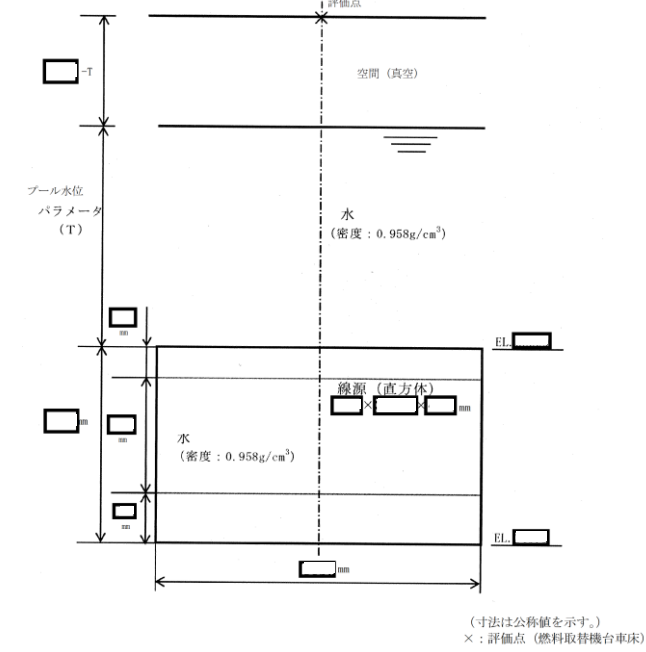


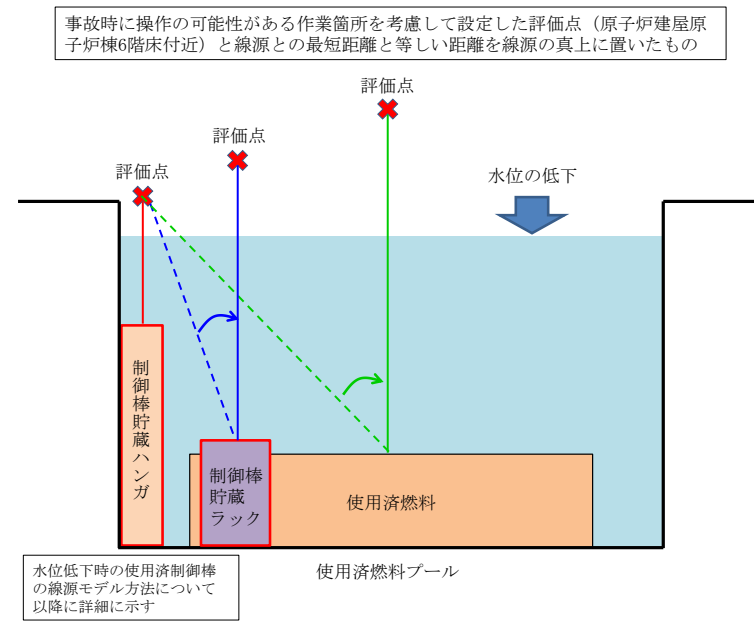
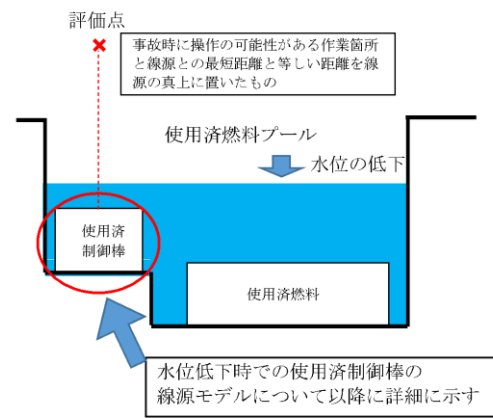
図2 使用済制御棒の線量率評価モデル

表3 使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	1.08×10^6	1.03×10^9	1.08×10^6
2	2.50×10^{-2}	8.86×10^3	7.92×10^6	8.86×10^3
3	3.75×10^{-2}	5.94×10^3	9.99×10^6	5.94×10^3
4	5.75×10^{-2}	6.88×10^3	2.84×10^9	6.88×10^3
5	8.50×10^{-2}	3.64×10^3	5.66×10^7	3.64×10^3
6	1.25×10^{-1}	5.18×10^3	3.74×10^9	5.18×10^3
7	2.25×10^{-1}	5.31×10^3	1.73×10^8	5.31×10^3
8	3.75×10^{-1}	2.70×10^5	8.58×10^8	2.70×10^5
9	5.75×10^{-1}	1.06×10^6	4.83×10^9	1.06×10^6
10	8.50×10^{-1}	3.81×10^6	1.27×10^7	3.81×10^6
11	1.25×10^0	1.14×10^7	6.23×10^8	1.14×10^7
12	1.75×10^0	1.97×10^4	2.53×10^3	1.97×10^4
13	2.25×10^0	6.05×10^1	2.23×10^2	6.05×10^1
14	2.75×10^0	4.30×10^{-1}	8.88×10^1	4.30×10^{-1}
15	3.50×10^0	1.66×10^{-4}	7.86×10^{-1}	1.66×10^{-4}
16	5.00×10^0	1.73×10^{-6}	8.30×10^{-5}	1.73×10^{-6}
17	7.00×10^0	0.00×10^0	9.33×10^{-7}	0.00×10^0
18	9.50×10^0	0.00×10^0	1.07×10^{-7}	0.00×10^0
合計		1.77×10^7	1.42×10^{10}	1.77×10^7

備考
・評価条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>○使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデルについて</p> <p>使用済制御棒は次に示すようにステンレスの<u>使用済制御棒ハンガ</u>にハンドル部を通して格納されている。評価ではこの構造材を含めた使用済制御棒設置箇所を直方体の線源としてモデル化している。</p> <p>遮蔽評価をする際、線源材料にも密度を設定することで自己遮蔽等の評価を行う。本評価ではこれらの設定を使用済制御棒が冠水時(①)、一部露出時(②)、露出時(③)のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として評価している。</p> <p>こちらは露出時(③)において、使用済制御棒間等は気中であるが、使用済制御棒は水より密度の大きいステンレスや炭化ホウ素(またはハフニウム)等で構成されていること、線源以外にも<u>使用済制御棒ハンガ</u>のような構造材があることから十分保守的なモデルとなっている。</p> <p>冠水時(①)、一部露出時(②)の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等の気中であった箇所に水が入る為、遮蔽効果はさらに高まるが、評価においては露出時(③)と同様、水と設定して評価をすることでさらに保守的なモデルとなっている。</p> <p>評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり冠水時(①)と露出時(③)を等しく、線源を水として評価しているためである。</p> <p><参考></p> <p>一例としてCo60を線源とした時のガンマ線の実効線量透過率の1/10 価層は水であると約70cm であるのに対して、鉄(密度:7.86kg/cm³)であると約9cm となり、これらの遮蔽性能が水と比べて大きいことが分かる。</p> <p>参考文献:アイソトープ手帳 11 版 公益社団法人日本アイソトープ協会</p>	<p>○使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率計算モデルについて</p> <p>使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガにハンドル部を通して格納又は<u>制御棒貯蔵ラック</u>内へ格納されている。評価では、これらの<u>制御棒貯蔵ハンガ及び制御棒貯蔵ラック</u>の構造材を含めた使用済制御棒設置箇所を直方体の線源としてモデル化している(第4図)。</p> <p>遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。</p> <p>こちらは③露出時において、<u>制御棒間</u>等は気中であるが、<u>制御棒</u>は水より密度の大きいステンレスやB₄C(又はHf)等で構成されていること、線源以外にも<u>制御棒貯蔵ハンガ</u>、<u>制御棒貯蔵ラック</u>のような構造材があることから十分保守的なモデルとなっている。</p> <p>①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、<u>制御棒間の隙間等</u>、<u>気中</u>であった箇所に水が入るため、遮蔽効果は更に高まるが、評価においては③露出時と同様、水と設定して評価をすることで更に保守的なモデルとなっている。</p> <p>評価結果において、水位低下により使用済制御棒露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり①冠水時と③露出時を等しく、線源が水として計算しているためである(第5図)。</p> <p><参考></p> <p>一例としてCo-60を線源としたときの1/10 価層は水であると約70cm であるのに対して、鉄(密度:7.87g/cm³)であると約9cm となり、これらの遮蔽性能が水と比べて大きいことが分かる。</p> <p>参考文献:アイソトープ手帳 11 版 公益社団法人日本アイソトープ協会</p>	<p>○使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデルについて</p> <p>使用済制御棒は次に示すようにステンレスの<u>制御棒貯蔵ハンガ</u>にハンドル部を通して格納されている。評価ではこの構造材を含めた使用済制御棒設置箇所を直方体の線源としてモデル化している(図3)。本来線源が存在しない使用済制御棒間にも線源が存在する想定をすることで、線源の体積としては約1.9倍となることから、<u>実際よりも保守的なモデル</u>としている(図4)。</p> <p>遮蔽評価をする際、線源材料にも密度を設定することで自己遮蔽等の評価を行う。本評価ではこれらの設定を使用済制御棒が冠水時(①)、一部露出時(②)、露出時(③)のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として評価している。</p> <p>実機体系では、<u>露出時(③)</u>において使用済制御棒間等は気中であるが、<u>使用済制御棒</u>はステンレスや炭化ホウ素(またはハフニウム)等で構成されるため、それらの自己遮蔽効果を期待できる。評価モデル上はこれらを一様に水として評価しているが、ステンレスや炭化ホウ素等の自己遮蔽効果が高いことに加え、<u>線源以外にも制御棒貯蔵ハンガ</u>のような構造材があり、それらの遮蔽効果により保守性を確保している。</p> <p>冠水時(①)、一部露出時(②)の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、<u>制御棒間の隙間等の気中</u>であった箇所に水が入る為、遮蔽効果はさらに高まるが、評価においては<u>露出時(③)</u>と同様、水と設定して評価をすることでさらに保守的なモデルとなっている。</p> <p>評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり冠水時(①)と露出時(③)を等しく、線源を水として評価しているためである(図5)。</p> <p><参考></p> <p>一例としてCo-60を線源とした時のガンマ線の実効線量透過率の1/10 価層は水であると約70cm であるのに対して、鉄(密度:7.86g/cm³)であると約9cm となり、これらの遮蔽性能が水と比べて大きいことが分かる。</p> <p>参考文献:アイソトープ手帳 11 版 公益社団法人日本アイソトープ協会</p>	



第4図 使用済燃料プール概要図

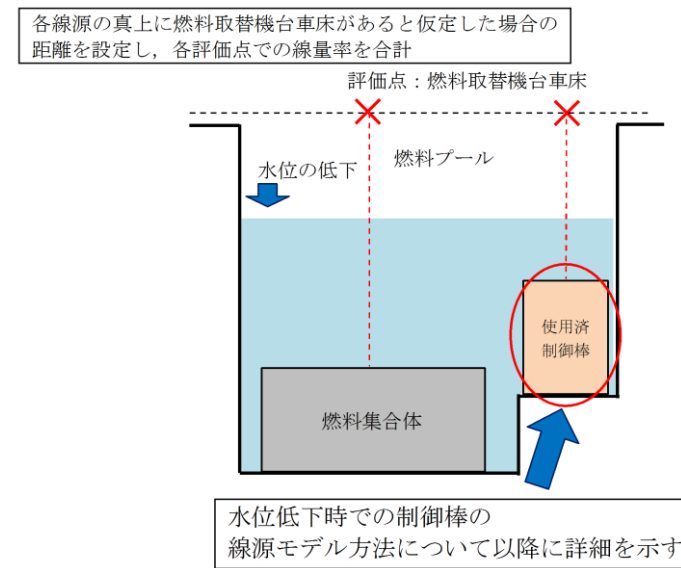


図3 燃料プール概要図

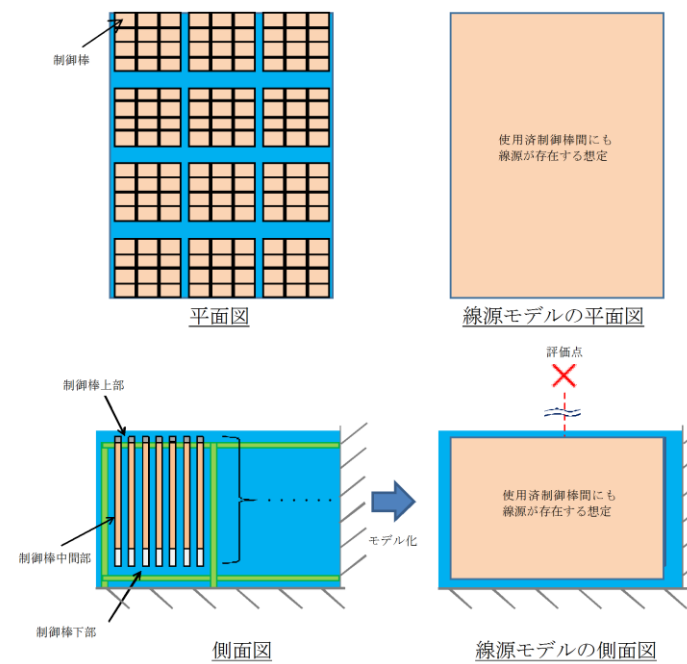
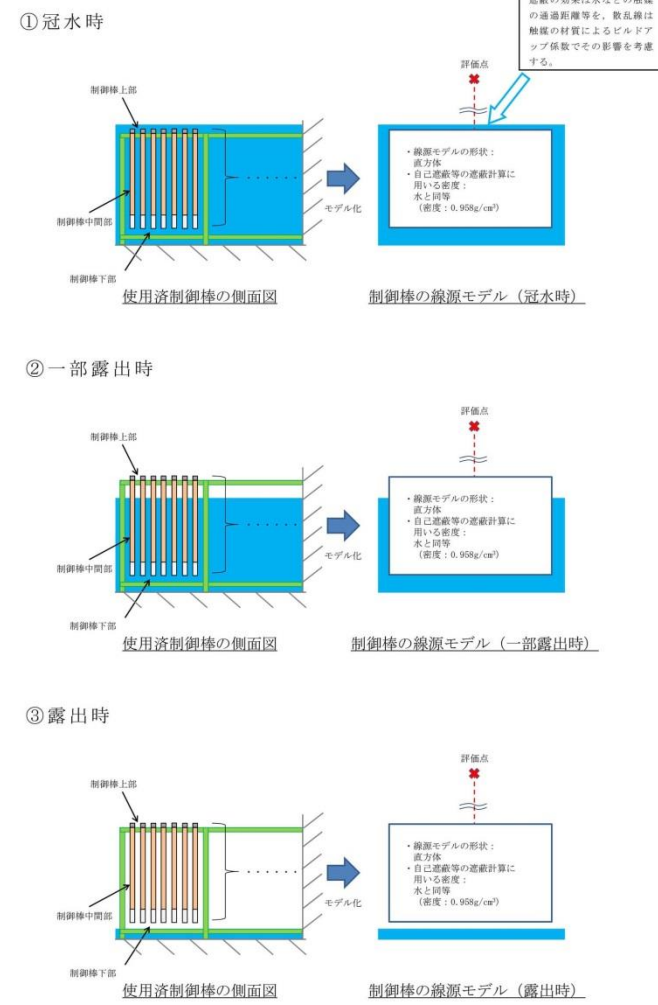
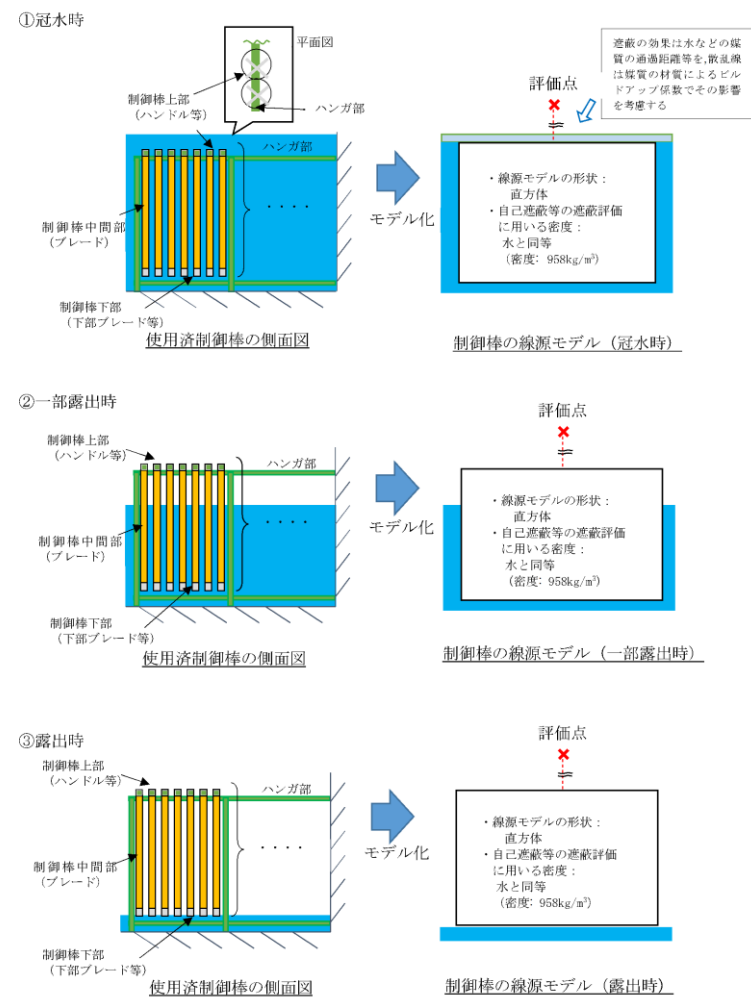


図4 使用済制御棒の線量率評価モデル



第5図 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

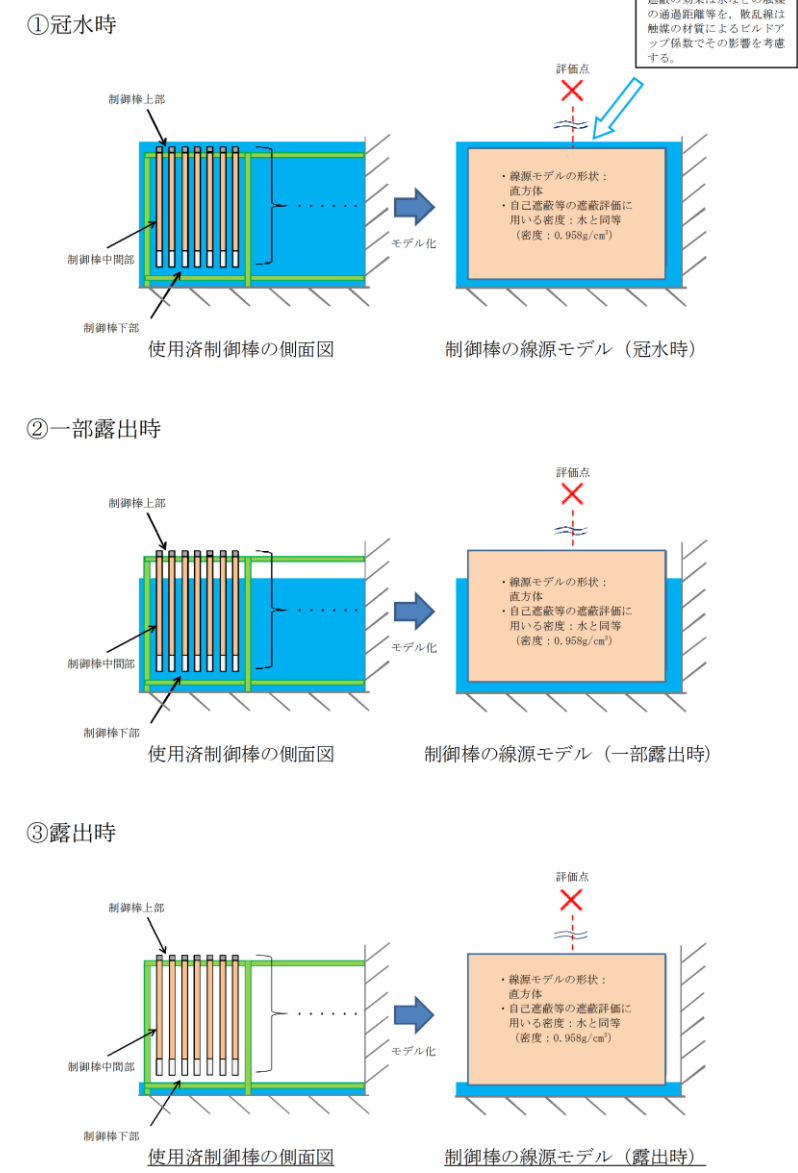
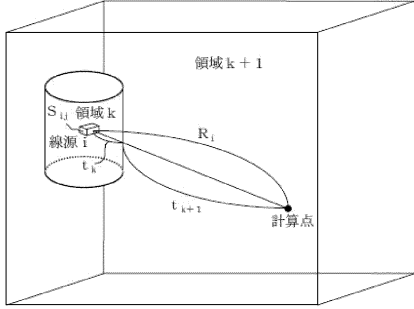
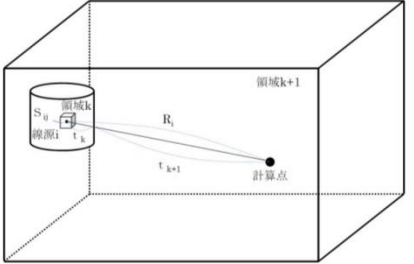
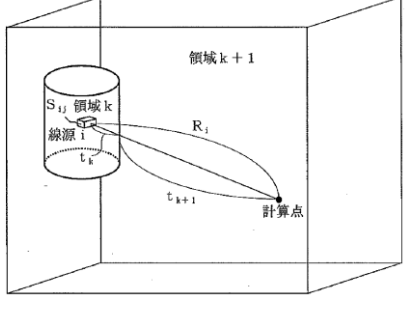


図5 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデル

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. 線量率の評価</p> <p>線量率は、QAD-CGGP2R コードを用いて評価している。</p> <p>一般的に点減衰核積分法では、線源領域を細分化し点線源で近似を行い、各点線源から評価点までの媒質の通過距離から非散乱ガンマ線束を求める。これにビルドアップ係数を掛け、線源領域全空間で積分した後、線量率換算係数を掛けることで評価点での線量率を求める。</p> <p>QAD-CGGP2R コードでは、式(2)を用い、線量率を評価している。図3にQAD-CGGP2R コードの評価体系を示す。</p> $D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k} \cdot B_{ij} \cdot \dots \dots \dots (2)$ <p>j : エネルギー群番号 (18 群) i : 線源点番号 k : 領域番号 (遮蔽領域) F_j : 線量率換算係数 S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー j 群の点線源強度 R_i : i 番目の線源点と評価点の距離 B_{ij} : ビルドアップ係数 μ_{jk} : 領域 k におけるエネルギー j 群のガンマ線に対する線吸収係数 t_k : 領域 k をガンマ線が透過する距離</p> <p>これにより求めたエネルギー第 j 群の線量率 D_j から、全ての線源エネルギー群について加えることによって全線量率を評価している。</p>  <p>図3 QAD-CGGP2R コードの評価体系</p>	<p>4. 線量率の評価</p> <p>線量率は、QAD-CGGP2Rコード (ver1.04) を用いて計算している。</p> <p>一般的に点減衰核積分法では、線源領域を細分化し点線源で近似を行い、各点線源から計算点までの媒質の通過距離から非散乱γ線束を求める。これにビルドアップ係数をかけ、線源領域全空間で積分した後、線量率換算係数をかけることで計算点での線量率を求める。</p> <p>QAD-CGGP2Rコードでは、式④を用い、線量率を計算している。第6図にQAD-CGGP2Rコードの計算体系を示す。</p> $D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k} \cdot B_{ij} \cdot \dots \dots \dots ④$ <p>j : エネルギー群番号 i : 線源点番号 k : 領域番号 (遮蔽領域) F_j : 線量率換算係数 S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー j 群の点線源強度 R_i : i 番目の線源点と計算点の距離 B_{ij} : ビルドアップ係数 μ_{jk} : 領域 k におけるエネルギー j 群のγ線に対する線吸収係数 t_k : 領域 k をγ線が透過する距離</p> <p>これにより求められたエネルギー第 j 群の線量率 D_j から、全ての線源エネルギー群について加えることによって全線量率を計算している。</p>  <p>第6図 QAD-CGGP2Rコードの計算体系</p>	<p>3. 線量率の評価</p> <p>線量率は、QAD-CGGP2Rコードを用いて評価している。</p> <p>一般的に点減衰核積分法では、線源領域を細分化し点線源で近似を行い、各点線源から評価点までの媒質の通過距離から非散乱ガンマ線束を求める。これにビルドアップ係数を掛け、線源領域全空間で積分した後、線量率換算係数を掛けることで評価点での線量率を求める。</p> <p>QAD-CGGP2Rコードでは、式③を用い、線量率を評価している。図6にQAD-CGGP2Rコードの評価体系を示す。</p> $D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k} \cdot B_{ij} \cdot \dots \dots \dots ③$ <p>j : エネルギー群番号 i : 線源点番号 k : 領域番号 (遮蔽領域) F_j : 線量率換算係数 S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー j 群の点線源強度 R_i : i 番目の線源点と計算点の距離 B_{ij} : ビルドアップ係数 μ_{jk} : 領域 k におけるエネルギー j 群のγ線に対する線吸収係数 t_k : 領域 k をγ線が透過する距離</p> <p>これにより求められたエネルギー第 j 群の線量率 D_j から、すべての線源エネルギー群について加えることによって全線量率を評価している。</p>  <p>図6 QAD-CGGP2Rコードの評価体系</p>	

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 線量率を求める際の評価点と放射線遮蔽が維持される水位について</p> <p>(1) 線量率を求める際の評価点</p> <p>線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、<u>使用済燃料プールの近接にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の設置箇所(想定事故1では操作しない)を考慮して、原子炉建屋オペレーティングフロアの床付近</u>とした。</p> <p>なお、評価では<u>図1及び図2の線量率評価モデル</u>に示すようにプール躯体による遮蔽は考慮せず、線源から評価点までの距離を入力として評価している。</p> <p>(2) 放射線の遮蔽が維持される水位</p> <p>想定事故1,2及び停止中の各有効性評価において、<u>原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業時間及び作業員の退避は1時間以内</u>であり、必要な放射線の遮蔽の目安を10mSv/hとすると作業員の被ばく量は最大でも<u>10mSv</u>となるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕のある値である。</p> <p>目安とした線量率は後述する定期検査作業時での<u>原子炉建屋オペレーティングフロア</u>における現場線量率の実績値についても考慮した値である。(詳細については「<補足>必要な遮蔽の目安とした10mSv/hの設定について」を参照)。</p> <p>想定事故1,2での必要な遮蔽水位は<u>図4より柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉において約4.9m</u>となり、開始水位から<u>約2.1m</u>が低下した水位である。</p>	<p>5. 線量率を求める際の評価点と放射線遮蔽が維持される水位について</p> <p>(1) 線量率を求める際の評価点</p> <p>線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作における可搬型スプレイノズルの設置箇所を考慮して、原子炉建屋原子炉棟6階床付近</u>とした。第4図に示すように、<u>制御棒貯蔵ハンガ線源、制御棒貯蔵ラック線源及び使用済燃料ラック線源の各線源毎に、線源から上記評価点との最短距離と等しい距離を線源の真上においた時の、使用済燃料プール水位に応じた線量率算出結果を合計したものを第7図に示す。</u></p> <p>なお、評価では<u>第1図及び第2図の線量率計算モデル</u>に示すように<u>プール筐体による遮蔽は考慮せず</u>、線源から評価点までの距離を入力として評価している。</p> <p>(2) 放射線の遮蔽が維持される水位</p> <p><u>想定事故1,2及び運転停止中の各有効性評価における必要な遮蔽の目安とした線量率は、10mSv/hと設定した。</u></p> <p>想定事故1, <u>想定事故2</u>及び運転停止中の各有効性評価における原子炉建屋原子炉棟6階での作業時間及び作業員の退避時間は<u>2.2時間以内</u>であり、作業員の被ばく量は最大でも<u>22mSv</u>となるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>原子炉建屋原子炉棟6階での作業は、<u>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作における可搬型スプレイノズル及びホース敷設が想定される。</u></p> <p><u>必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、東海第二発電所の施設定期検査作業時での原子炉建屋原子炉棟6階における線量率を考慮した値である。</u></p> <p>この線量率となる使用済燃料プール水位は、<u>第7図より、通常水位から約0.86m下の位置</u>である。</p> <p>なお、<u>本評価ではバックグラウンドの線量率は考慮していないが、原子炉建屋原子炉棟6階でのバックグラウンドの線量</u></p>	<p>4. 線量率を求める際の評価点と放射線遮蔽が維持される水位について</p> <p>(1) 線量率を求める際の評価点</p> <p>線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、<u>燃料プールの上部にある燃料取替機台車床</u>とした。</p> <p>なお、評価では<u>図1及び図2の線量率評価モデル</u>に示すように<u>プール躯体による遮蔽は考慮せず</u>、線源から評価点までの距離を入力として評価している。</p> <p>(2) 放射線の遮蔽が維持される水位</p> <p>想定事故1,2及び運転停止中の各有効性評価において、<u>原子炉建物原子炉棟4階での作業時間及び作業員の退避は2時間以内</u>であり、<u>必要な放射線の遮蔽の目安を10mSv/hとすると作業員の被ばく量は最大でも20mSv</u>となるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して<u>余裕のある値</u>である。</p> <p>目安とした線量率は後述する定期検査作業時での<u>原子炉建物原子炉棟4階における現場線量率の実績値についても考慮した値</u>である。(詳細については「<補足>必要な遮蔽の目安とした10mSv/hの設定について」を参照)。</p> <p><u>想定事故1,2での必要な遮蔽水位は図7より約4.8mとなり、開始水位から約2.6m低下した水位</u>である。</p>	<p>・評価条件の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉は、水位低下における線量率を厳しく評価するため、燃料プールの上部にある燃料取替機台車床としている。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>島根2号炉の運転員及び重大事故等対応要員による作業時間並びに現場作業員の退避時間を考慮した評価結果。</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【東海第二】</p>

なお、通常時であっても作業によって現場線量率が上昇することが考えられる。原子炉建屋オペレーティングフロアにおける作業の例として、蒸気乾燥器の取り付け又は取り外し作業において、平成23年10月の柏崎刈羽原子力発電所7号炉での実績は、約1mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待した場合の値を示す、設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合は約11mSv/hとなる）であった。

前述のように、設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の線量率は必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超える場合もあるが、通常作業に対する作業員の放射線影響は、線源との離隔距離を確保する、作業時間を短くする、遮蔽を実施するなど、過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である（詳細については「<補足>必要な遮蔽の目安とした10mSv/hの設定について」を参照）。

率の実績値は約0.05mSv/h未満と小さく、本評価の通常水位時の線量率を下回っており、バックグラウンドの影響については本評価の保守性に包絡される。

なお、通常時であっても作業によって現場線量率が上昇することが考えられる。原子炉建物原子炉棟4階における作業の例として、蒸気乾燥器の取り外し作業の実績は、約1mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待した場合の値を示す、設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合は約2.6mSv/hとなる）であった。

島根2号炉は、過去の作業実績を記載。

・評価結果の相違【柏崎6/7】

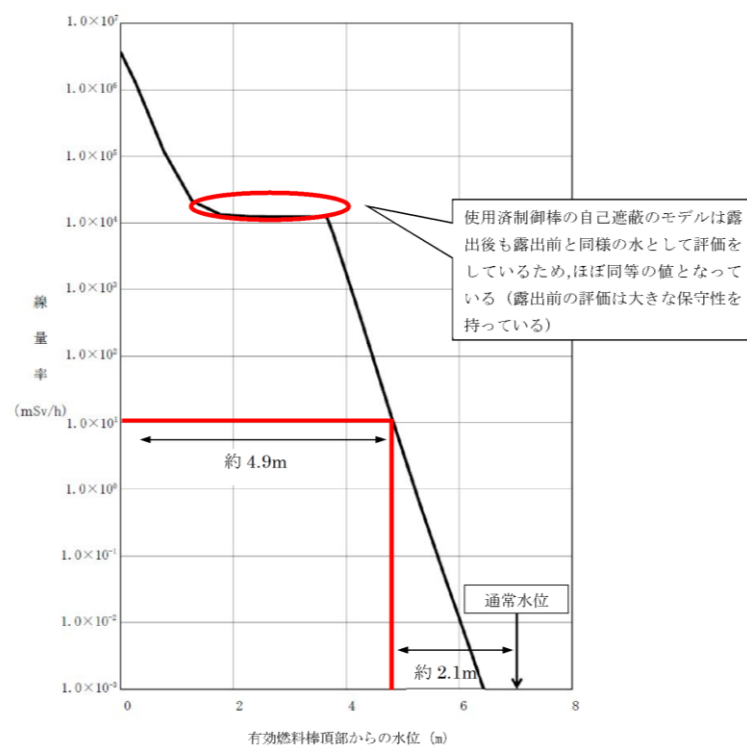
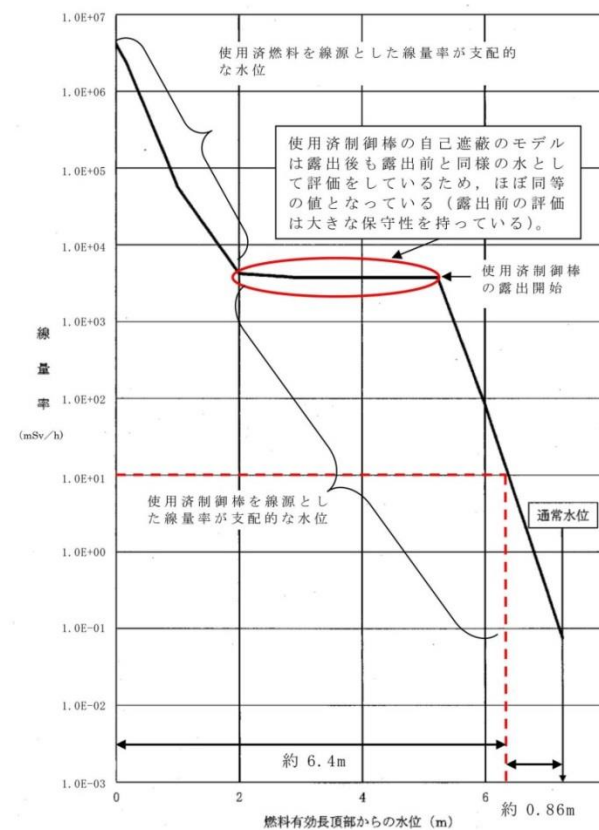


図4 放射線の遮蔽が維持される水位



第7図 放射線の遮蔽が維持される水位

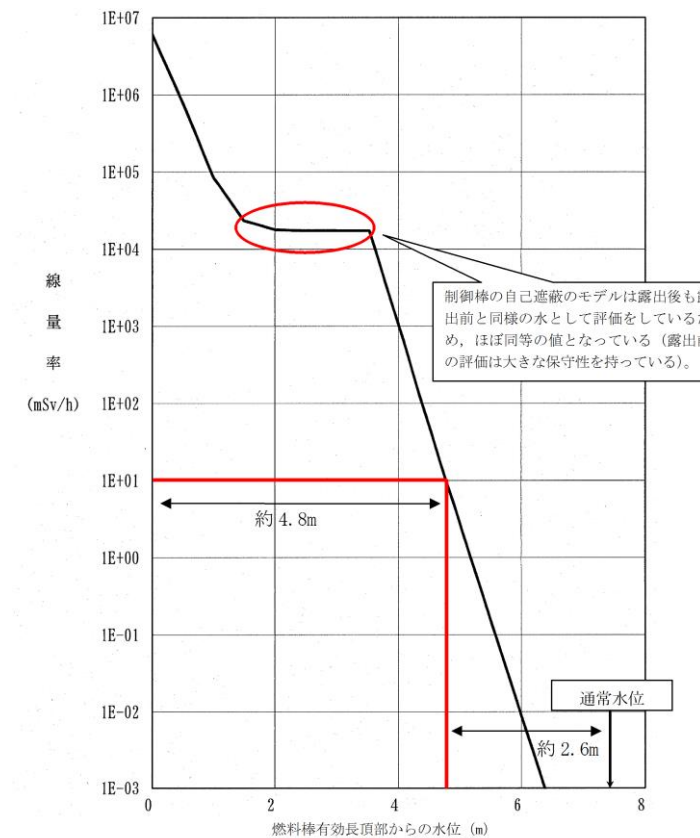
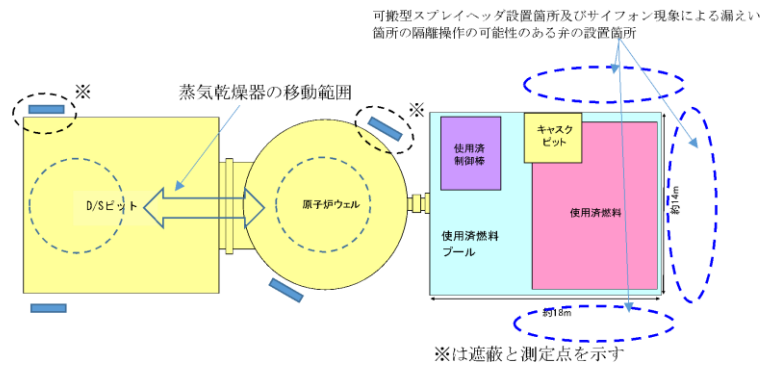


図7 放射線の遮蔽が維持される水位

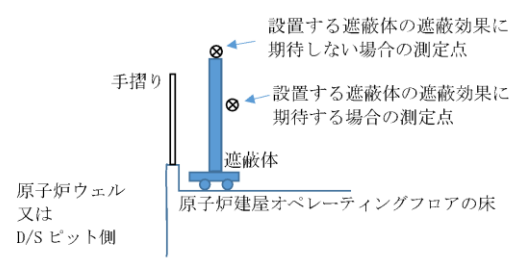
・評価結果の相違【柏崎6/7、東海第二】

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>＜補足＞必要な遮蔽の目安とした10mSv/hの設定について</p> <p>①緊急作業時における被ばく限度(100mSv)と現場での作業時間を踏まえた遮蔽水位の目安について</p> <p>＜原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業時間＞</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価(使用済燃料プール及び停止中)において、基本的には原子炉建屋オペレーティングフロアでのアクセス又は現場操作に期待しておらず、また、作業を想定する場合※においても1時間を超えるものはない 事象発生時に原子炉建屋オペレーティングフロアにいる一般作業員の退避については1時間以内で実施可能である <p>※想定事故1, 2において燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッド)を使用する場合の可搬型スプレイヘッド及びホースの設置作業においても、同様に現場へのアクセス及び現場操作を含めて1時間以内で実施可能である。</p> <p>また、想定事故2でサイフォンブレイク孔に期待せず、運転員の原子炉建屋2階での隔離操作が期待出来ない場合においては原子炉建屋オペレーティングフロアにある弁を操作することとなるが、その際でも現場へのアクセス及び現場操作を含めて1時間以内で実施可能である。</p> <p>以上より、原子炉建屋オペレーティングフロアでの作業時間及び作業員の退避は1時間以内であり、必要な放射線の遮蔽の目安を10mSv/hとすると作業員の被ばく量は最大でも10mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕のある値である。</p> <p>②定期検査作業時での原子炉建屋オペレーティングフロアにお</p>		<p>＜補足＞必要な遮蔽の目安とした10mSv/hの設定について</p> <p>①緊急作業時における被ばく限度(100mSv)と現場での作業時間を踏まえた遮蔽水位の目安について</p> <p>＜原子炉建物原子炉棟4階での作業時間＞</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定事故1, 2において燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)を使用する場合の可搬型スプレイノズル及びホースの設置作業は、現場へのアクセス及び現場操作を含めて2時間以内で実施可能である。また、原子炉運転停止中における燃料損傷防止対策の有効性評価においては、原子炉建物原子炉棟4階でのアクセス又は現場操作に期待していない。 事象発生時に原子炉建物原子炉棟4階にいる一般作業員の退避については2時間以内で実施可能である。 <p>以上より、原子炉建物原子炉棟4階での作業時間及び作業員の退避は2時間以内であり、必要な放射線の遮蔽の目安を10mSv/hとすると作業員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕のある値である。</p> <p>②定期検査作業時での原子炉建物原子炉棟4階における現場線量率の実績値</p>	<p>・評価条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は、原子炉建物原子炉棟4階での作業を実施する燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)を有効性評価で期待している。</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・設備設計及び評価条件の相違 【柏崎6/7】 島根2号炉は耐震性が確保され、故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレイク配管の効果に期待しており、運転員による隔離操作等を期待しない。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ける現場線量率の実績値</p> <p>通常時であっても作業によって現場線量率が上昇することが考えられる。<u>原子炉建屋オペレーティングフロア</u>における作業の例として、蒸気乾燥器の<u>取り付け又は取り外し作業</u>では、平成23年10月の柏崎刈羽原子力発電所7号炉の実績で約11mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点）及び約1mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点）であった。なお、蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定点は図5に示す。</p> <p><u>遮蔽に期待できない測定点での線量率は必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超えるものであるが、通常作業に対する作業員の放射線影響は、線源との離隔距離を確保する、作業時間を短くする、遮蔽を実施するなど、過度な被ばくをしないように運用面も含んだ対策が可能である。</u></p> <p>③蒸気乾燥器移動時に重大事故等が発生した場合の蒸気乾燥器からの影響について</p> <p>蒸気乾燥器移動時の事故発生を想定した際、原子炉ウェル又はD/Sピット廻りの空間線量率は、②の遮蔽に期待できない測定点で示すように事象初期から遮蔽の目安（10mSv/h）を超える場合もある。ただし、有効性評価での重大事故等対策において、移動中の蒸気乾燥器近傍での作業はなく、重大事故等対策を実施する現場操作場所での空間線量率が必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超えることはない。</p> <p>なお、作業員の退避についても同様である。</p>		<p>通常時であっても作業によって現場線量率が上昇することが考えられる。<u>原子炉建物原子炉棟4階</u>における作業の例として、蒸気乾燥器の取り外し作業の実績は約2.6mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点）及び約1mSv/h（設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点）であった。なお、蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定点は図8に示す。</p> <p>③蒸気乾燥器移動時に重大事故等が発生した場合の蒸気乾燥器からの影響について</p> <p>蒸気乾燥器移動時の事故発生を想定した際、原子炉ウェル又はD/S P廻りの空間線量率は、②の遮蔽に期待できない測定点で示すように遮蔽の目安（10mSv/h）を超えることはないが、<u>仮に②の遮蔽に期待できない測定点での空間線量率が遮蔽の目安（10mSv/h）を超える場合であっても、有効性評価での重大事故等対策において、移動中の蒸気乾燥器近傍での作業はなく、重大事故等対策を実施する現場操作場所での空間線量率が必要な遮蔽の目安（10mSv/h）を超えることはない。</u></p> <p>なお、作業員の退避についても同様である。</p>	<p>・実績値の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7】</p> <p>・評価結果の相違 【柏崎6/7】</p>

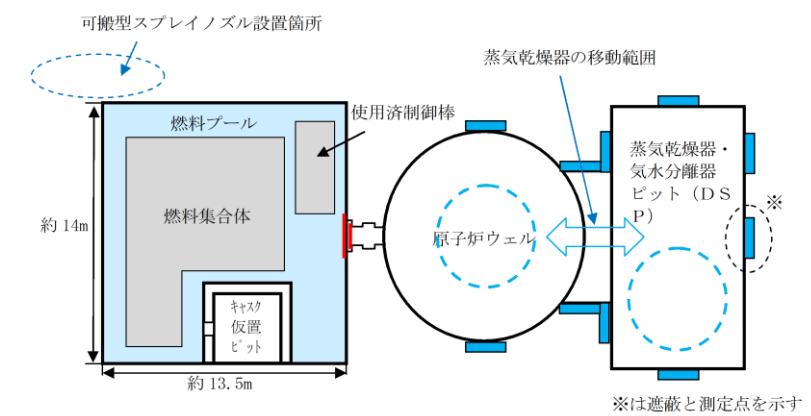


(a) 蒸気乾燥器の移動範囲

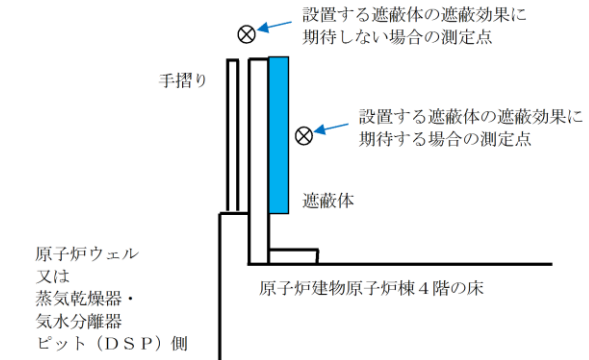


(b) 遮蔽と測定点の位置 ((a) の図の中で※で示す箇所の断面)

図5 蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定



(a) 蒸気乾燥器の移動範囲



(b) 遮蔽と測定点の位置 ((a) の図の中で※で示す箇所の断面)

図8 蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定点

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>想定事故 1 (使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失) の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>使用済燃料プール安定状態</u>：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた使用済燃料プールへの注水により、<u>使用済燃料プール水位</u>を回復・維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、<u>使用済燃料プール</u>の保有水の水温が安定し、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】 <u>使用済燃料プールの安定状態の確立について</u> 燃料プール代替注水系を用いた使用済燃料プールへの注水を実施することで、<u>使用済燃料プール水位</u>が回復、維持され、<u>使用済燃料プール</u>の安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員が確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。 また、<u>燃料プール代替注水系</u>による使用済燃料プールへの注水を継続し、<u>残留熱除去系</u>又は<u>燃料プール冷却浄化系</u>を復旧し、復旧後は<u>復水補給水系</u>等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。<u>使用済燃料プール</u>の保有水を残留熱除去系等により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。 (添付資料 2.1.1 別紙 1 参照)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.4</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (想定事故 1)</p> <p>想定事故 1 (使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失) の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>使用済燃料プール安定状態</u>：事象発生後、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を用いた使用済燃料プールへの注水により、<u>使用済燃料プール水位</u>を回復・維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、<u>使用済燃料プール</u>の保有水の温度が安定し、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】 <u>使用済燃料プールの安定状態の確立について</u> 可搬型代替注水中型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を実施することで、<u>使用済燃料プール水位</u>は回復、維持され、<u>使用済燃料プール</u>の安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。 また、<u>可搬型代替注水中型ポンプ</u>による代替燃料プール注水系 (注水ライン) で使用した使用済燃料プールへの注水を継続し、<u>残留熱除去系</u>等を復旧し、復旧後は<u>補給水系</u>等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。<u>使用済燃料プール</u>の保有水を残留熱除去系等により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。 (添付資料 2.1.2 別紙 1)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について (想定事故 1)</p> <p>想定事故 1 (燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失) の安定状態については以下のとおり。</p> <p><u>燃料プール安定状態</u>：事象発生後、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた燃料プールへの注水により、<u>燃料プール水位</u>を回復・維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、<u>燃料プール</u>の保有水の水温が安定し、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】 <u>燃料プールの安定状態の確立について</u> 燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) を用いた燃料プールへの注水を実施することで、<u>燃料プール水位</u>が維持され、<u>燃料プール</u>の安定状態が確立される。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員が確保可能であり、また、<u>必要な水源</u>、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】 上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。 また、<u>燃料プールスプレイ系</u> (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水を継続し、<u>残留熱除去系</u>又は<u>燃料プール冷却系</u>を復旧し、復旧後は<u>復水輸送系</u>等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。<u>燃料プール</u>の保有水を残留熱除去系等により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。 (添付資料 2.1.1 別紙 1 参照)</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は、燃料プール水は事象発生約 7.9 時間で沸騰するが、燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) は事象発生 3 時間 10 分後までには注水準備が完了するため、水位低下することなく維持される。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.4</p> <p><u>柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p>柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。</p> <p>仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プール代替注水系によるスプレイが作動する状態を想定し、使用済燃料プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。</p> <p>低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。</p> <p>そこで、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を評価したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。</p> <p>なお、解析には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.5</p> <p><u>使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p>東海第二発電所の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料を貯蔵する。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率 (k_{∞}) が 1.30 となる燃料を用いて評価している。また、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。</p> <p>未臨界性評価の基本計算条件を第 1 表に、計算体系を第 1 図に示す。</p> <p>仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となった場合には、使用済燃料プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。</p> <p>低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。</p> <p>そこで、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子流れ込みが抑制されることから、第 2 図に示すとおり、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。</p> <p>なお、解析には、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 4.1.4</p> <p><u>燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価</u></p> <p>島根 2 号炉の燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 (ウラン燃料の場合)、1.23 (MOX 燃料の場合) を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。</p> <p>未臨界性評価の基本計算条件を表 1 に、ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を図 1 に示す。</p> <p>仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態を想定し、燃料プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。</p> <p>低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。</p> <p>そこで、島根 2 号炉の燃料プールにおいて水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を評価したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。解析結果を図 2 及び図 3 に示す。</p> <p>なお、解析には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) によ</p>	<p>・解析条件の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2 号炉は、MOX 燃料適用プラントであるため。 ・資料構成の相違 【柏崎 6/7】 島根 2 号炉は、計算条件を記載している。</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																															
<p>国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された3次元多群輸送評価コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。</p>	<p>が米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく3次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。</p> <p style="text-align: center;">第1表 未臨界性評価の基本計算条件</p> <table border="1" data-bbox="1003 520 1608 1197"> <thead> <tr> <th></th> <th>項目</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">燃料仕様</td> <td>燃料種類</td> <td>9×9燃料（A型）</td> </tr> <tr> <td>²³⁵U濃縮度</td> <td>□ wt%^{※1}</td> </tr> <tr> <td>ペレット密度</td> <td>理論密度の97%</td> </tr> <tr> <td>ペレット直径</td> <td>0.96cm</td> </tr> <tr> <td>被覆管外径</td> <td>1.12cm</td> </tr> <tr> <td>被覆管厚さ</td> <td>0.71mm</td> </tr> <tr> <td>燃料有効長</td> <td>3.71m</td> </tr> <tr> <td>燃料有効長</td> <td>3.71m</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">使用済燃料貯蔵ラック</td> <td>ラックタイプ</td> <td>キャン型</td> </tr> <tr> <td>ラックピッチ</td> <td>□ mm</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td>ボロン添加ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>ボロン濃度</td> <td>□ wt%^{※2}</td> </tr> <tr> <td>板厚</td> <td>□ mm</td> </tr> <tr> <td>内のり</td> <td>□ mm</td> </tr> <tr> <td>内のり</td> <td>□ mm</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 未臨界性評価用燃料集合体（$k_{\infty}=1.30$ 未燃焼組成，Gdなし） ※2 ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。</p>		項目	仕様	燃料仕様	燃料種類	9×9燃料（A型）	²³⁵ U濃縮度	□ wt% ^{※1}	ペレット密度	理論密度の97%	ペレット直径	0.96cm	被覆管外径	1.12cm	被覆管厚さ	0.71mm	燃料有効長	3.71m	燃料有効長	3.71m	使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	キャン型	ラックピッチ	□ mm	材料	ボロン添加ステンレス鋼	ボロン濃度	□ wt% ^{※2}	板厚	□ mm	内のり	□ mm	内のり	□ mm	<p>り米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された3次元多群輸送評価コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。</p> <p style="text-align: center;">表1 未臨界性評価の基本計算条件</p> <table border="1" data-bbox="1745 520 2499 1041"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">仕様</th> </tr> <tr> <th>ウラン燃料</th> <th>MOX燃料</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">燃料仕様</td> <td>燃料種類</td> <td>9×9燃料（A型）</td> <td>MOX燃料</td> </tr> <tr> <td>濃縮度</td> <td>²³⁵U濃縮度 □ wt%^{※1}</td> <td>核分裂性Pu富化度 □ wt%^{※2}</td> </tr> <tr> <td>ペレット密度</td> <td>理論密度の97%</td> <td>理論密度の95%</td> </tr> <tr> <td>ペレット直径</td> <td>0.96cm</td> <td>1.04cm</td> </tr> <tr> <td>被覆管外径</td> <td>1.12cm</td> <td>1.23cm</td> </tr> <tr> <td>被覆管厚さ</td> <td>0.71mm</td> <td>0.86mm</td> </tr> <tr> <td>被覆管厚さ</td> <td>0.71mm</td> <td>0.86mm</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">使用済燃料貯蔵ラック</td> <td>ラックタイプ</td> <td colspan="2">たて置ラック式</td> </tr> <tr> <td>ラックピッチ</td> <td colspan="2">□ mm</td> </tr> <tr> <td>材料</td> <td colspan="2">ボロン添加ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>ボロン濃度</td> <td colspan="2">□ wt%^{※3}</td> </tr> <tr> <td>内のり</td> <td colspan="2">□ mm</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 未臨界性評価用燃料集合体（$k_{\infty}=1.30$ 未燃焼組成，Gdなし） ※2 未臨界性評価用燃料集合体（$k_{\infty}=1.23$ 未燃焼組成，Gdなし） ※3 ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。</p>		項目	仕様		ウラン燃料	MOX燃料	燃料仕様	燃料種類	9×9燃料（A型）	MOX燃料	濃縮度	²³⁵ U濃縮度 □ wt% ^{※1}	核分裂性Pu富化度 □ wt% ^{※2}	ペレット密度	理論密度の97%	理論密度の95%	ペレット直径	0.96cm	1.04cm	被覆管外径	1.12cm	1.23cm	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm	使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式		ラックピッチ	□ mm		材料	ボロン添加ステンレス鋼		ボロン濃度	□ wt% ^{※3}		内のり	□ mm		<p>・解析条件の相違 【東海第二】 島根2号炉は，MOX燃料適用プラントであるため。</p>
	項目	仕様																																																																																
燃料仕様	燃料種類	9×9燃料（A型）																																																																																
	²³⁵ U濃縮度	□ wt% ^{※1}																																																																																
	ペレット密度	理論密度の97%																																																																																
	ペレット直径	0.96cm																																																																																
	被覆管外径	1.12cm																																																																																
	被覆管厚さ	0.71mm																																																																																
	燃料有効長	3.71m																																																																																
	燃料有効長	3.71m																																																																																
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	キャン型																																																																																
	ラックピッチ	□ mm																																																																																
	材料	ボロン添加ステンレス鋼																																																																																
	ボロン濃度	□ wt% ^{※2}																																																																																
	板厚	□ mm																																																																																
	内のり	□ mm																																																																																
	内のり	□ mm																																																																																
	項目	仕様																																																																																
		ウラン燃料	MOX燃料																																																																															
燃料仕様	燃料種類	9×9燃料（A型）	MOX燃料																																																																															
	濃縮度	²³⁵ U濃縮度 □ wt% ^{※1}	核分裂性Pu富化度 □ wt% ^{※2}																																																																															
	ペレット密度	理論密度の97%	理論密度の95%																																																																															
	ペレット直径	0.96cm	1.04cm																																																																															
	被覆管外径	1.12cm	1.23cm																																																																															
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm																																																																															
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm																																																																															
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式																																																																																
	ラックピッチ	□ mm																																																																																
	材料	ボロン添加ステンレス鋼																																																																																
	ボロン濃度	□ wt% ^{※3}																																																																																
	内のり	□ mm																																																																																

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="270 275 780 684" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="270 703 780 739" data-label="Caption"> <p>柏崎刈羽 6号炉 角管型ラックの評価体系</p> </div> <div data-bbox="270 768 780 1178" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="270 1197 780 1232" data-label="Caption"> <p>柏崎刈羽 6号炉 格子型ラックの評価体系</p> </div> <div data-bbox="210 1304 804 1776" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="270 1822 780 1858" data-label="Caption"> <p>柏崎刈羽 7号炉 角管型ラックの評価体系</p> </div>	<div data-bbox="1003 264 1656 789" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1115 808 1525 844" data-label="Caption"> <p>第1図 角管型ラックの計算体系</p> </div> <div data-bbox="967 1089 1665 1766" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1101 1793 1540 1829" data-label="Caption"> <p>第2図 実効増倍率の水密度依存性</p> </div>	<div data-bbox="1754 275 2466 852" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1902 884 2318 919" data-label="Caption"> <p>図1 燃料貯蔵ラックの計算体系</p> </div> <div data-bbox="1745 1031 2481 1797" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1813 1822 2401 1858" data-label="Caption"> <p>図2 実効増倍率の水密度依存性 (ウラン燃料)</p> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 12 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="222 283 839 724" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="311 745 742 787" data-label="Caption"> <p>実効倍率の水密度依存性 (6号炉)</p> </div> <div data-bbox="222 997 839 1438" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="311 1459 742 1501" data-label="Caption"> <p>実効倍率の水密度依存性 (7号炉)</p> </div>		<div data-bbox="1745 220 2493 987" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1825 1018 2404 1060" data-label="Caption"> <p>図3 実効増倍率の水密度依存性 (MOX燃料)</p> </div>	

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータを与える影響 (想定事故 1) (3/3)

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プールの冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系の機能喪失を設定	—	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プールの冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系の機能喪失を設定	—	—
事故条件	外部電源なし	事故ごとに変化	外部電源の有無は事故進展に影響しないことから、電源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故進展は同じであることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故進展は同じであることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
機器条件	燃料プール代注水系	最大 45m ³ /h で注水	燃料プールの代注注水系による注水操作は、注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間による影響はない。	燃料プール代注注水系による注水操作は、注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間による影響はない。	評価条件で設定している燃料プール代注注水系による注水流量は、燃料の崩壊熱に相当する保水水の蒸発速度 (最大 19m ³ /h) より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。

※1 燃料プール代注水系 (常設スプラインヘッド)、燃料プールの代注注水系 (可搬型スプラインヘッド) の注水容量はともに 45m³/h 以上 (1台) である。

第1表 評価条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響 (3/4)

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料プール代注水系の初期状態	燃料プール代注注水系 (原子炉ウエル及びドライヤヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮しない)	燃料プール代注注水系 (原子炉ウエル及びドライヤヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出直後であるため、燃料プール代注注水系は開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル及びドライヤヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮しない状態を想定	最確条件とした場合は、保有水量が燃料プール代注注水系 (原子炉ウエル及びドライヤヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量) と比べて 1.6 倍程度となり、使用済燃料プールの水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料プールの水位の低下に対応した対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものから、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合は、保有水量が燃料プール代注注水系 (原子炉ウエル及びドライヤヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量) と比べて 1.6 倍程度となり、使用済燃料プールの水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料プールの水位の低下に対応した対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものから、運転員等操作時間による影響はない。
外部水源の温度	35℃	35℃以下	代替燃料プール注水系を使用し、使用済燃料プール注水系による使用済燃料プールの水位低下速度で厳しい高象条件変化を包含する程度の水温を設定	最確条件とした場合には、評価条件で設定している水温と同程度以下となる。35℃の場合には、解析条件と最確条件は同等であることから、運転員等操作時間による影響はない。35℃未満の場合は、使用済燃料プール注水操作は水温の低下速度を考慮することから、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合には、評価条件で設定している水温と同程度以下となる。35℃の場合には、解析条件と最確条件は同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。35℃未満の場合は、使用済燃料プール注水後の水位低下速度が速くなることから、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の容量	約 8,600m ³	約 8,600m ³ 以上 (西側淡水貯水設備 + 代注淡水貯槽)	西側淡水貯水設備及び代注淡水貯槽の管理下限値を設定	管理下限の容量として事故発生から 7 日間後までに必要な容量を備えており、水源は枯渇しないことから運転員等操作時間による影響はない。	—
燃料の容量	約 1,010kL	約 1,010kL以上 (軽油貯蔵タンク + 可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理下限の容量として事故発生から 7 日間後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間による影響はない。	—

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータを与える影響 (想定事故 1) (3/3)

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プールの冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定	—	燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プールの冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定	—	—
事故条件	外部電源なし	事故毎に変化	外部電源の有無は事故進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	燃料プール代注水系 (可搬型スプラインヘッド) による燃料プールへの注水流量	48m ³ /h	燃料プールの代注注水系 (可搬型スプラインヘッド) による注水を想定し、設備の設計を踏まえて設定	燃料プールの代注注水系 (可搬型スプラインヘッド) による注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間による影響はない。	評価条件で設定している燃料プール代注注水系 (可搬型スプラインヘッド) による注水流量は、燃料の崩壊熱に相当する保水水の蒸発速度 (最大 19m ³ /h) より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第1表 評価条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
	評価条件	最確条件			
事故条件 安全機能の喪失に 対する反 対する定	使用済燃料 プール冷却 機能喪失及 び注水機能 喪失	—	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系及び補給水系の機能喪失を設定 外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
	外部電源なし	—	外部電源の喪失は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
重大事故対策に 関する 機条件	50m ³ /h	50m ³ /h 以上	燃料の崩壊熱による保有水の蒸発を補うために必要な注水量を上回り燃料損傷防止が可能な流量として設定	代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作は、注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している代替燃料プール注水系による注水流量は崩壊熱による保有水の蒸発量(約16m ³ /h)より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 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 (想定事故1) (2/2)

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
各機器への給油 (可搬型代替注水ポンプ(A-2級)) 操作条件	事象発生から12時間後以降、適宜	各機器への給油は、評価条件ではないが、評価で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業、各機器の使用開始時間を踏まえて設定	操作の不確かさ要因 各機器への給油開始までの時間は、事象発生から約12時間あり十分な時間余裕がある。	-	-	-	有効性評価では、可搬型代替注水ポンプ(A-2級) (6号及び7号炉:各1台) 各機器への給油準備作業について、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油準備(現場移動開始からタンクローリー(4台)への権限発(まで)は、所要時間140分のとことろ訓練実績等では約98分であり、各機器への給油作業は、各機器の燃料が枯渇しない時間間隔(許容時間)以内で実施することとしている。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油作業は、許容時間180分のとことろ訓練実績等では約98分であり、許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

第2表 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 (2/2)

項目	評価条件(操作条件)		操作の不確かさ要因	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	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	評価条件設定の考え方					
可搬型代替注水ポンプへの燃料給油操作 操作条件	事象発生から8時間後	可搬型代替注水ポンプへの燃料給油は、評価条件ではないが、評価で想定している操作の成立や継続に必要な作業であり、燃料が枯渇しないように設定	【認知】 「代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水操作」と同様であり、認知遅れが操作開始時間に与える影響は小さい。 【要員配置】 本操作を実施する参集要員は、操作の実施期間中に他の操作を担っていないことから、要員配置が操作開始時間に与える影響はない。 【移動・操作所要時間】 参集要員の参集まで120分を想定している。また、燃料給油に用いるタンクローリーは車両であり、自走にて作業現場へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起ることで、アクセスルートに被害がある場合でも、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを復旧できる体制としている。可搬型設備用燃料タンクからタンクローリーへの燃料給油として移動も含め90分を想定しており、十分な時間余裕を確保していることから、移動及び操作所要時間が操作開始時間に与える影響は小さい。 【他の並列操作有無】 他の並列操作はないことから操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場での操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため、操作要員2人以上で実施することとしており、誤操作は起こりにくいことから、誤操作等が操作開始時間に与える影響を及ぼす可能性は非常に小さい。	認知時間及び移動・操作所要時間は、余裕時間を含めて設定していることか ら、実態の操作開始時間は解析上の操作開始時間よりも若干早まる可能性がある。	実態の操作開始時間には解析上の設定から早まる可能性があるが、評価項目となるパラメータに直接影響を与えることはない。	各機器の燃料が枯渇しない時間内に実施することで燃料損傷を回避することが可能であり、代替燃料プール注水系による使用済燃料プールへの注水開始から3時間半程度の間時間余裕がある。	可搬型代替注水ポンプへの燃料給油操作は、移動も含めて90分を想定しているところ訓練実績等では約80分。また、以降、各機器の燃料が枯渇しない時間間隔(許容時間)以内で実施することとし、許容時間210分のところ、訓練実績等により約18分。許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.12版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: center;"><u>7日間における水源の対応について (想定事故1)</u></p> <p>○水源 淡水貯水池：約 18,000m³</p> <p>○水使用パターン ①可搬型代替注水中型ポンプ (A-2級) による使用済燃料プールへの注水 事象発生12時間後から最大流量 45m³/h で注水する。 使用済燃料プール水位が通常水位に回復した後、水位を維持出来るよう崩壊熱相当の流量 (約 15m³/h) で注水を実施する。</p> <p>○水源評価結果 事象発生12時間後から使用済燃料プール水位が通常水位に回復する約 15.7時間後までは 45m³/h で注水を行い、その後崩壊熱相当の流量 (19m³/h) で注水を実施するため、7日間では合計約 3,100m³の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。 (45m³/h × (15.7h - 12.0h) + 19m³/h × (168h - 15.7h)) ≒ 3,100m³</p> <p style="text-align: right;">添付資料 4.1.6</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 4.1.10</p> <p style="text-align: center;"><u>7日間における水源の対応について (想定事故1)</u></p> <p>1. 水源に関する評価 ① 淡水源 (有効水量) ・西側淡水貯水設備：約 4,300m³</p> <p>2. 水使用パターン ① 可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系 (注水ライン) による使用済燃料プールへの注水 事象発生8時間以降から、西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ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を実施する。 水位回復後は、蒸発量に相当する流量で注水する。</p> <p>3. 時間評価 使用済燃料プールへの注水によって、西側淡水貯水設備の水量は減少する。 この間の西側淡水貯水設備の使用水量は合計約 2,120m³である。</p> <p>4. 水源評価結果 時間評価の結果から、7日間の対応において合計約 2,120m³の水が必要となるが、西側淡水貯水設備に約 4,300m³の水を保有することから必要水量を確保している。このため、安定して冷却を継続することが可能である。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料4.1.6</p> <p style="text-align: center;"><u>7日間における水源の対応について (想定事故1)</u></p> <p>○水源 輪谷貯水池 (西1 / 西2) * : 約 7,000 m³ ※設置許可基準規則 56 条 【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)</p> <p>○水使用パターン ①燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水 事象発生約 7.9 時間後から水位を維持できるような崩壊熱相当の流量 (13 m³/h) で注水を実施する。</p> <p>○時間評価 燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プール注水が実施されているため輪谷貯水池 (西1 / 西2) 水量は減少する。</p> <p>○水源評価結果 事象発生約 7.9 時間後から崩壊熱相当の流量 (13 m³/h) で注水を実施するため7日間では合計約 2,100 m³の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。 13 m³/h × (168h - 7.9h) ≒ 2,100 m³</p>	<p>・評価結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>

7日間における燃料の対応について (想定事故1)

プラント状況：1～7号炉停止中。
 事象：想定事故1は7号炉停止中。燃料供給を断る。燃料消費率は、事象発生直後から燃料消費率を4.0%として評価する。
 なお、主プラントで7号炉停止後、燃料供給が断れる場合は、7号炉停止後燃料消費率を4.0%として評価する。

炉号	時系列	判定	
		合計	判定
7号炉	事象発生直後から7日間 ※1 非常用ディーゼル発電機 3台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490kL/h×24h×7日×3台=752,472L	7日間の軽油消費量 約752kL	7号炉軽油タンク容量は 約1,020kL(保守)であり、 7日間対応可能。
6号炉	事象発生直後から7日間 ※1 非常用ディーゼル発電機 3台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490kL/h×24h×7日×3台=752,472L	7日間の軽油消費量 約752kL	6号炉軽油タンク容量は 約1,020kL(保守)であり、 7日間対応可能。
1号炉	事象発生直後から7日間 ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,870kL/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約631kL	1号炉軽油タンク容量は 約632kL(保守)であり、 7日間対応可能。
2号炉	事象発生直後から7日間 ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,870kL/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約631kL	2号炉軽油タンク容量は 約632kL(保守)であり、 7日間対応可能。
3号炉	事象発生直後から7日間 ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,870kL/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約631kL	3号炉軽油タンク容量は 約632kL(保守)であり、 7日間対応可能。
4号炉	事象発生直後から7日間 ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,870kL/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約631kL	4号炉軽油タンク容量は 約632kL(保守)であり、 7日間対応可能。
5号炉	事象発生直後から7日間 ※2 非常用ディーゼル発電機 2台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,870kL/h×24h×7日×2台=631,344L	7日間の軽油消費量 約631kL	5号炉軽油タンク容量は 約632kL(保守)であり、 7日間対応可能。
その他	※1 緊急時対策用発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 411L/h×168h(運転時間)×1台(運転台数) =約70.0kL	7日間の軽油消費量 約70kL	1～7号炉軽油タンク 及びガスタービン発電機(保守)の 軽油消費量(合計)は 約591kLであり、 7日間対応可能。

添付資料4.1.7

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

東海第二発電所 (2018.9.12版)

島根原子力発電所 2号炉

備考

添付資料4.1.11

7日間における燃料の対応について
 (想定事故1)

保守的に全ての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動※1 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 1,440.4L/h(燃料消費率)×168h(運転時間)×2台(運転台数) =約484.0kL	7日間の軽油消費量 約755.5kL	軽油貯蔵タンクの容量は約800kLであり、7日間対応可能
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 1台起動※2 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 775.6L/h(燃料消費率)×168h(運転時間)×1台(運転台数) =約130.3kL		
常設代替高圧電源装置 2台起動※3 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h(燃料消費率)×168h(運転時間)×2台(運転台数) =約141.2kL		
可搬型代替注水中型ポンプ 2台起動 (代替燃料プール注水系(注水ライン)) 35.7L/h(燃料消費率)×168h(運転時間)×2台(運転台数) =約12.0kL	7日間の軽油消費量 約12.0kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約210kLであり、7日間対応可能
緊急時対策用発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定) 411L/h(燃料消費率)×168h(運転時間)×1台(運転台数) =約70.0kL	7日間の軽油消費量 約70.0kL	緊急時対策用発電機燃料貯蔵タンクの容量は約75kLであり、7日間の対応可能

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機1台であるが、保守的にディーゼル発電機2台の起動を仮定した。
 ※2 事故収束に必要なディーゼル発電機は1台であるが、保守的に起動を仮定した。
 ※3 緊急用母線の電源を、常設代替高圧電源装置2台で確保することを仮定した。

添付資料4.1.7

7日間における燃料の対応について (想定事故1)

保守的にすべての設備が、事象発生直後から7日間燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,618m³/h×24h×7日×2台=543,648m³	7日間の軽油消費量 約711m³	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約730m³であり、7日間対応可能
高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0,927m³/h×24h×7日×1台=155,736m³		
大量送水車 1台起動 0,0652m³/h×24h×7日×1台=10,9536m³		
緊急時対策用発電機 1台 0,0469 m³/h×24h×7日×1台=7,8792m³	7日間の軽油消費量 約8m³	緊急時対策用燃料地下タンクの容量は約45m³であり、7日間対応可能

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

・設備設計の相違
【柏崎6/7】
 島根2号炉は、緊急時対策用発電機用の燃料タンクを有している。また、モニタリングポストは非常用交流電源設備又は常設代替交流電源設備による電源供給が可能である。
 ・評価結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】