

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

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<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，溶融炉心・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，溶融炉心・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 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，格納容器下部注水によって水素ガス発生を抑制する。</p> <p>なお，6号及び7号炉において重大事故が発生した場合，ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%<sup>*1</sup>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，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り，水の放射線分解，金属腐食，溶融炉心・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>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，金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解により発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム-水反応等により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，格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び格納容器内への窒素供給によって，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，格納容器の破損を防止する。また，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，コリウムシールドの設置及びベデスタル（ドライウェル部）注水によって水素発生を抑制する。</p> <p>(添付資料 3.4.1, 3.4.2, 3.4.3, 3.4.4, 3.4.5, 3.4.6, 3.4.7)</p> <p>なお，東海第二発電所において重大事故が発生した場合，ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%<sup>*1</sup>を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では，酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であり，水の放射線分解，金属腐食及び溶融炉心・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>※1 格納容器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及び可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給により，水素燃焼による格納容器破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>・設備，運用の違い</p> <p>・設備の違い</p> <p>・設備，運用の違い</p>

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<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、<b>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</b>として抽出されている「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、<b>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するとともに、サプレッション・チェンバのプール水等の減圧沸騰で発生する水蒸気により水素濃度及び酸素濃度が低下することで、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</b></p> <p style="text-align: right;">(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の 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<b>原子炉格納容器内の熱水力モデル</b>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、<b>原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答</b>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<b>ほかに、本評価シーケンス</b>を評価する上</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、<b>国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが、格納容器において事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンス</b>として抽出されている「大破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少することで、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、放射線水分解等による水素・酸素発生、原子炉圧力容器内 FP 挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の原子炉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<b>雰囲気</b>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<b>他に、本評価事故シーケンス</b>を評価する上</p>	<p>・水素燃焼シーケンスの選定理由の違い</p> <p>・東海第二では<b>ドライ酸素濃度</b>で判断する</p>

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<p>で着目すべき主要な解析条件を第3.4.1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 酸素濃度</p> <p>原子炉格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスを考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の3.5vol%とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コードMAAPの評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値（100eVあたりの分子発生量）、以下、「G値」という。）は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とする。</p> <p>(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垂鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。</p> <p>(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、本評価事故シーケ</p>	<p>で着目すべき主要な解析条件を第3.4-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 初期酸素濃度</p> <p>格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の2.5vol%とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量</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の評価結果と全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合について、水素燃焼の観点から厳しい値を考慮し、MAAPによる評価結果から得られた値を用いた。これは、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の評価結果であっても水素濃度が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。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（G値（100eV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、β線、γ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、β線、γ線ともに1とする。</p> <p>(添付資料3.4.6)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量</p> <p>格納容器内の垂鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させる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>(添付資料3.1.2.4)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上</p>	<p>・運用の違い</p> <p>東海第二では酸素濃度のベント基準到達を遅らせる観点から、初期酸素濃度を2.5%に設定する。</p>

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6/7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<p>ンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第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                  事象進展は3.1.2.2(4)aと同じである。                  上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約2.5時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</p> <p>b. 評価項目等                  原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、原子炉格納容器の初期酸素濃度である3.5vol%を上回ることなく、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。                  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、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での濃度は1vol%未満（約0.2vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.02MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は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</p>	<p>で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4-1図から第3.4-6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                  事象進展は3.1.2.2(4)aと同じである。                  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、炉心の冠水に伴い、事象発生から約2.7時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。その後、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器（サブプレッション・チェンバ）内への窒素供給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を用いた格納容器内への窒素供給は、格納容器圧力が310kPa[gage]に到達した時点で停止する。</p> <p>b. 評価項目等                  格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から13vol%を上回るが、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給を行うことによって、ドライ条件における酸素濃度の最高値は約4.0vol%であり、可燃限界を下回る。</p>	<p>・評価結果の違い</p> <p>・設備、運用の違い</p> <p>・東海第二ではドライ条件の酸素濃度をパラメータとして窒素供給、ペントを実施するため、ドライ条件で可燃限界に到達しないマネジメントとしている。</p>

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6/7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<p>界を上回る前にサプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウェルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生約18時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は、ドライウェルにおいて約3.7vol%、サプレッション・チェンバにおいて約3.9vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事故発生約168時間後における崩壊熱は約11.6MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約<math>2.3 \times 10^4 \text{ Nm}^3/\text{h}</math>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>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、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が原子炉格納容器下部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>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可能性のある場合については、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>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、ペDESTAL（ドライウェル部）に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）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>・東海第二ではドライ条件で可燃領域に到達しないマネジメントとしていることから、ウェット条件における判断に関する記載は不要</p>
<p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	<p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p>	

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6/7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2) a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量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、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのパージを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</p> <p style="text-align: right;">(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3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり、解析条</p>	<p>本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2) a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の2.5vol%に対して最確条件は約1~2vol%であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量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、水素発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるがため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において、成立性を確認している。</p> <p style="text-align: right;">(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>初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の2.5vol%に対して最確条件は約1~2vol%であり、</p>	<p>・手順（運用）の違い</p>

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<p>件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量の変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「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。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4.7図及び第3.4.8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約18.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は1割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4.9図及び第3.4.10図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約17.1%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は3%程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（水素ガス：0.4、酸素ガス：0.2）を使用した感度解析を実施した。第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、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</p>	<p>本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、水素発生量の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低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4-7図及び第3.4-8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約15.3%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は5割程度増加するが、ドライ条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.4vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4-9図及び第3.4-10図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約7.6%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は1割程度減少するが、ドライ条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.6vol%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>金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが、本解析条件の不確かさとして、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第3.4-11図から第3.4-15図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象発生から約26.4時間で4.3vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし</p>	

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<p>原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0vol%まで低下する。また、ドライ条件では、ドライウエルの酸素濃度が 5vol%を超えるが、これはドライウエルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり、実際の状況下でドライ条件となり、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>ドライ条件と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、ベント弁を解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も運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。このため、現実として原子炉格納容器内が負圧になることはなく、したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは「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 style="text-align: right;">(添付資料 3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)</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>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%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が格納容器外に押し出される。また、可搬型窒素供給設備を用いた格納容器内への窒素供給により、ドライ条件においても酸素濃度は可燃限界である 5vol%に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」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 3.6TBq 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 style="text-align: right;">(添付資料 3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)</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>	

3. 重大事故 3.4 水素燃焼

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

比較表

柏崎 6 / 7号 (2017年6月21日版)	東海第二発電所	
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>3.4.4 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、「3.1 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</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>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。</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>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、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>3.4.4 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、「3.1 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</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。</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「大 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+全交流動力電源喪失」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、運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部支援を考慮しないとしても、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>・設備，運用の違い</p>