

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-9 改5
提出年月日	平成30年1月19日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

比較表

平成30年1月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

重大事故等対策の有効性評価

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

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

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

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

- 6. 必要な要員及び資源の評価

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

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>7.2.4 水素燃焼</p> <p>7.2.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム－水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードは，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，格納容器下部注水によって水素ガス発生を抑制する。</p> <p>なお，6号及び7号炉において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は13vol%^{※1}を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止する上では，水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが，特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また，水の放射線分解，金属腐食，熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。</p> <p>※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により，水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。</p>	<p>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により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解により発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，格納容器内の水素と酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって，本格納容器破損モードでは，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び格納容器内への窒素注入によって，格納容器内の酸素濃度を可燃限界未満に維持し，格納容器の破損を防止する。また，熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，コリウムシールドの設置及びペDESTAL（ドライウエル部）への注水によって水素発生を抑制する。</p> <p>なお，格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断されるが，東海第二発電所において重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回る。このため，本格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では，酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により，水素燃焼による格納容器破損を防止する。</p>	<p>「等」に該当するその他の水素発生要因がないため削除</p> <p>東海第二では，ベント時間遅延のため窒素供給を実施</p> <p>酸素濃度が律速であるため，酸素濃度を可燃限界未満に維持すると記載</p> <p>東海第二では，MCCIによるコンクリート侵食防止のためにコリウムシールドを設置。KK6,7では，熔融炉心のサンプ流入防止のためにコリウムシールドを設置。</p> <p>記載箇所の相違</p> <p>水の放射線分解で発生する水素及び酸素を踏まえた気相濃度の評価をしていることから，記載方針として，東海第二では水素ガス発生の影響は小さいとは記載しておらず，酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することとして記載している。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>「7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「7.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p> <p>7.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の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</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>3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価 (1) 有効性評価の方法 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のうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスである「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少し、水素及び酸素濃度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なるためである。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、放射線水分解等による水素・酸素発生、原子炉圧力容器内FP挙動、格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素・酸素発生並びに炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ炉心損傷後のシビアアクシデント特有の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</p>	<p>KKの記載を踏まえて追加</p> <p>KKの記載を踏まえて追加</p> <p>東海第二では”分圧”を記載せず”濃度”で統一</p> <p>解析コード資料で抽出された水素燃焼シーケンスの重要現象には”原子炉圧力容器破損”が含まれるため、東海第二では記載</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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 本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「7.2.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第7.2.4-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件 (a) 酸素濃度 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 (a) 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-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 水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値（100eVあたりの分子発生量）、以下「G値」という。）は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とする。</p> <p>(c) 金属腐食等による水素ガス発生量 原子炉格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて少なく、また、水素</p>	<p>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 本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.4-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件 (a) 初期酸素濃度 格納容器の初期酸素濃度は、保安規定の運転上の制限における上限の2.5vol%（ドライ条件）とする。</p> <p>b. 事故条件 (a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合と解析コードMAAPの評価結果であるジルコニウム-水反応量（約10.1%）を比較し、水素発生量が少ない解析コードMAAPの評価結果を用いた。これは、重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回る事及び格納容器内の水素濃度が低い場合、相対的に酸素濃度は高くなることから、酸素濃度の上昇による可燃限界到達の観点で厳しいシーケンスとなるためである。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合 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、サプレッション・プール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物についてはベータ線、ガンマ線ともに0.1とする。</p> <p 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 格納容器内の亜鉛及びアルミニウムの反応や、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</p>	<p>東海第二では、水の放射線分解による水素及び酸素はb.事故条件(b)に記載</p> <p>東海第二ではペント開始時間を遅延させるため、通常運転時の酸素濃度上限を2.5vol%（ドライ）としている。</p> <p>記載のトーンは違うが内容は同じ。</p> <p>RPV 破損後にペDESTALに移行した溶融炉心は自己遮蔽を考慮し0.1としているため、サプレッション・プール以外を0.1と記載</p> <p>KKもアルミニウムは考慮しているが明示していなかったため、東海第二</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「7.2.1.2.2 (4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第7.2.4-1 図から第7.2.4-6 図に、事象発生から7 日後（168 時間後）の酸素濃度を第7.2.4-2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は7.2.1.2.2 (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</p>	<p>少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。 （添付資料3.1.2.10）</p> <p>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。この他に、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器雰囲気温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.4-1 図から第3.4-10 図に、事象発生から7 日間における酸素濃度の最大値と到達時間を第3.4-2 表に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」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、全炉心のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して水素が発生し、炉心の再冠水に伴い事象発生から約2.7 時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サブプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約84 時間後に、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。なお、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が310kPa [gage] に到達した時点で停止する。</p> <p>b. 評価項目等 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、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入を行うことによって、酸素濃度の最高値は約4.0vol%（ドライ条件）にとどまることから、可燃限界である5vol%を下回る。</p>	<p>では記載</p> <p>東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最大値は7 日以前のタイミングとなることから、最大値と到達時間を記載</p> <p>過度な格納容器圧力上昇を防止する観点から、1Pd で窒素注入を停止する（7 日以降は格納容器圧力を1Pd 以下とする）。</p> <p>東海第二では、ドライ条件で酸素濃度を測定し判断基準としていることから、ウェット条件で判断基準としているKKと異なり、誤スプレイ等によって酸素濃度がドライ条件に近づくようなことがない。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>のドライ条件でのドライウェル内の気体組成は、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、ドライウェ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。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約5vol%であり、サプレッション・チェンバ内の全圧が0.50MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも0.47MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェ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、ドライウェル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が入り込む。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、事象発生約168時間後における崩壊熱は約11.6MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約2.3×10⁴Nm³/hである。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。</p> <p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については、「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認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した。</p>	<p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性のある場合については、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱操作によって水素及び酸素を排出し、水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、ペDESTAL(ドライウェル部)に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、熔融炉心がペDESTAL(ドライウェル部)に落下した場合の水素発生の影響については、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)</p>	<p>東海第二はドライ条件で判断している。</p> <p>KKではMCCIによって発生する水素ガス等の影響を踏まえて「3.5 MCCI」の章に記載をしているが、東海第二では「3.2 DCH」に全ての解析結果を記載し、また、MCCIによるコンクリート侵食がないため</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>効性を確認できる。</p> <p>7.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「7.2.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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、「7.2.1.2.3(2) a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。 (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3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p> <p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価 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 本格納容器破損モードにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 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。 (a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の2.5vol%に対して最確条件は約1vol%～約2vol%であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、初期酸素濃度が低くなり、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には水素発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては、水素発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加し、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るため、格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作の開始時間は遅くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>非凝縮性ガスの発生がないため、「3.2 DCH」で確認している。</p> <p>最確条件は東海第二の運転実績を記載</p> <p>東海第二では酸素濃度を起点とした操作として、格納容器への窒素注入を実施</p> <p>東海第二では酸素濃度を起点とした操作として、格納容器への窒素注入を実施</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において、成立性を確認している。また、耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いる場合は、あらかじめ不活性ガスによる大気開放ラインのページを実施するほかはおおむね同様の対応となる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約3vol%以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「7.2.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第7.2.4-7図及び第7.2.4-8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約18.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は1割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第7.2.4-9図及び第7.2.4-10図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約17.1%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は3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3.9vol%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>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できない場合」において、成立性を確認している。</p> <p>(添付資料3.4.3, 3.4.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の初期酸素濃度は、解析条件の2.5vol%に対して最確条件は約1vol%～約2vol%であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4-11図及び第3.4-12図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約15.3%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は5割程度増加するが、ドライ条件における酸素濃度の最大値は約4.0vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4-13図及び第3.4-14図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約7.6%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は1割程度減少するが、ドライ条件における酸素濃度の最大値は約4.0vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータ</p>	<p>東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>東海第二はドライ条件で判断している。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>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7.2.4-11図から第7.2.4-15図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ウェット条件において事象発生から約51時間で5vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ0vol%まで低下する。また、ドライ条件では、ドライウェルの酸素濃度が5vol%を超えるが、これはドライウェルの大部分が継続的に水蒸気で占められるためであり、実際の状況下でドライ条件となり、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>ドライ条件と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ェルに連続で実施した場合を評価し、原子炉格納容器内の気相濃度の推移を確認した。第7.2.4-16図から第7.2.4-18図に示すとおり、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮を考慮しても、格納容器スプレイ開始後約4時間（原子炉格納容器内が負圧となる時間）までは、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至ることはない。なお、ベント弁を開放している状況下で格納容器スプレイを実施する手順とはしておらず、格納容器スプレイにインターロックによる自動起動はないことから誤動作のおそれはない。運転員の誤操作によって格納容器スプレイを連続で実施しても、原子炉格納容器内が負圧に至るまでは格納容器スプレイ開始から約4時間の時間余裕がある。また、格納容器スプレイの停止操作は中央制御室での簡易な操作であることから、約4時間の時間余裕の間での運転員による格納容器スプレイの停止に期待できる。このため、現実として原子炉格納容器内が負圧になることはなく、したがって原子炉格納容器内がドライ条件になることはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置等による対応が生じる場合、その対応フローは「7.2.1 雰囲</p>	<p>に与える影響は小さい。</p> <p>金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合には水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが、本解析条件の不確かさとして、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第3.4-15図から第3.4-17図に示すとおり、格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象発生から約122時間で4.3vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol%（ドライ条件）到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが格納容器外に押し出される。また、可搬型窒素供給設備による格納容器内への窒素注入操作により、ドライ条件においても酸素濃度は可燃限界である5vol%に到達しないため、水素燃焼が発生することはない。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1</p>	<p>東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>東海第二では炉心損傷後に耐圧強化ベントは使用しない運用としている。</p> <p>東海第二はドライ条件で判断している。</p> <p>東海第二では、ドライ条件で酸素濃度を測定し判断基準としていることから、ウェット条件で判断基準としているKKと異なり、誤スプレイ等によって酸素濃度がドライ条件に近づくようなことがない。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じであり、格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約2.0TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</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、「7.2.1.2.3(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「7.2.1.2.3(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>7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価 本評価事故シーケンスは、「7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「7.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>7.2.4.5 結論 格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。</p>	<p>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3.7TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料3.4.3, 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>(4) まとめ 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</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を実施するとともに、長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点</p>	<p>東海第二では、ベント時間遅延のため</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（水素燃焼）

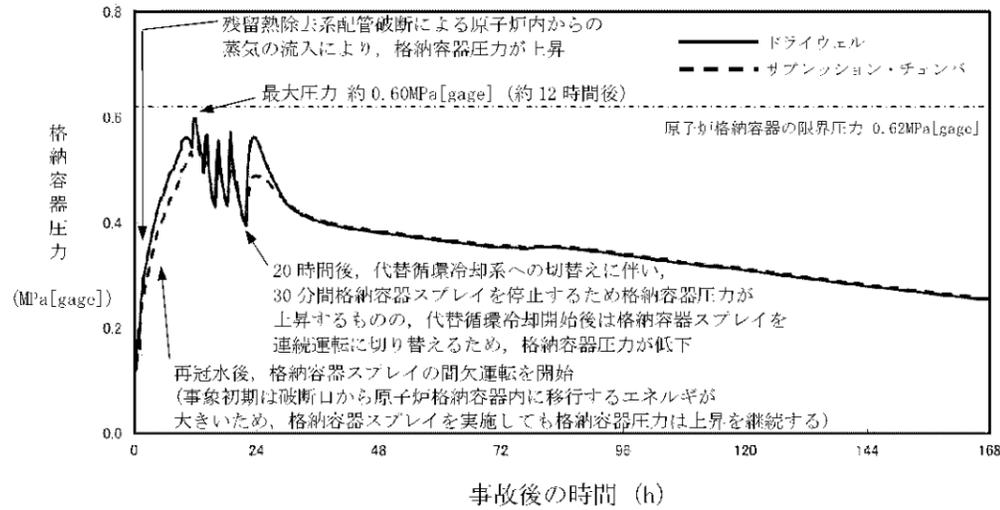
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である 5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析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。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段を整備している。</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+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」について、代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入により、酸素濃度はドライ条件においても可燃限界である 5vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、7日間以上の供給が可能である。</p> <p>以上のことから、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入手段等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>窒素供給を実施</p> <p>東海第二では、ベント時間遅延のため窒素供給を実施</p> <p>東海第二では、ベント時間遅延のため窒素供給を実施</p>

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

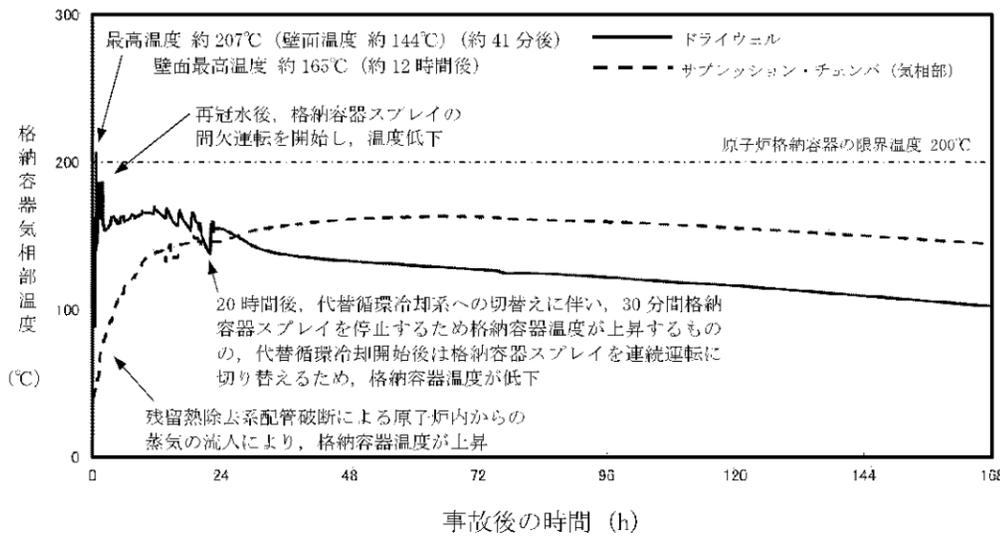
柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
第 7.2.4-1 表 主要解析条件（水素燃焼）				
項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
初期条件	酸素濃度 3.5vol%	保安規定をもとに設定（運転上許容されている値の上限）		
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量	解析コードMAMPによる評価結果	
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素ガス：0.06分子/100eV 酸素ガス：0.03分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定	
第 7.2.4-2 表 事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度*				
	ウェット条件（vol%）	ドライ条件（vol%）		
	ドライウエル 約2.3	約3.7		
	サブレーション・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	初期酸素濃度 2.5vol%	保安規定の運転上の制限における上限として設定		
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約10.1%が水と反応して発生する水素量	解析コードMAMPによる評価結果	
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素：0.06分子/100eV 酸素：0.03分子/100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定	
第 3.4-2 表 事象発生から7日間（168時間）における酸素濃度の最大値及び到達時間*				
	ウェット条件	ドライ条件		
	ドライウエル 約2.7vol%（約115時間）	約2.8vol%（約107時間）		
	サブレーション・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				
3.4-15				
			東海第二では窒素供給による酸素濃度低減に伴い最大値は7日以前のタイミングとなることから、最大値と到達時間を記載	

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

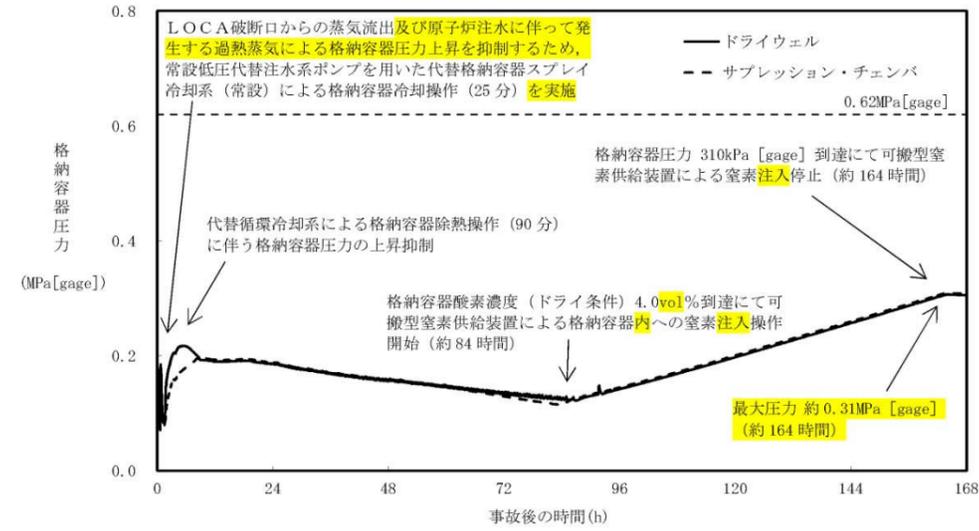


第 7.2.4-1 図 格納容器圧力の推移

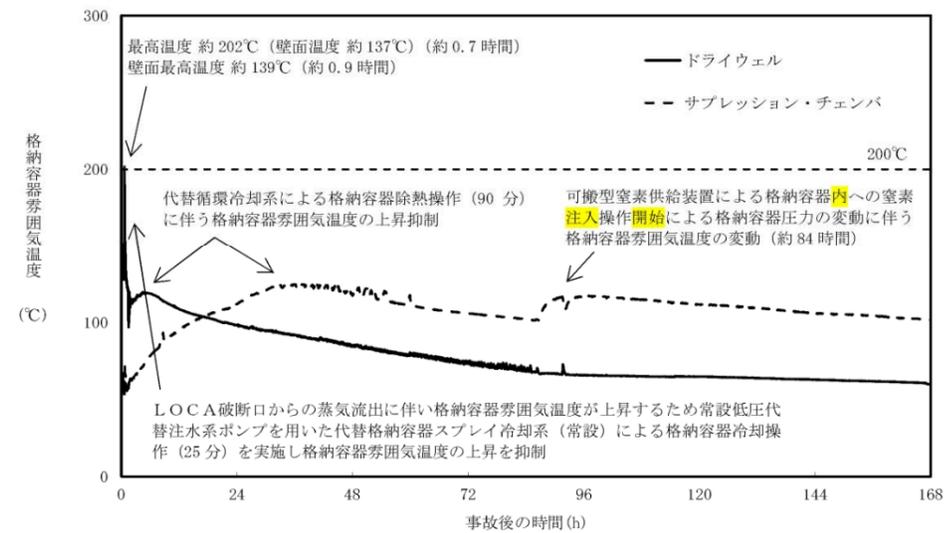


第 7.2.4-2 図 格納容器気相部温度の推移

東海第二発電所



第 3.4-1 図 格納容器圧力の推移



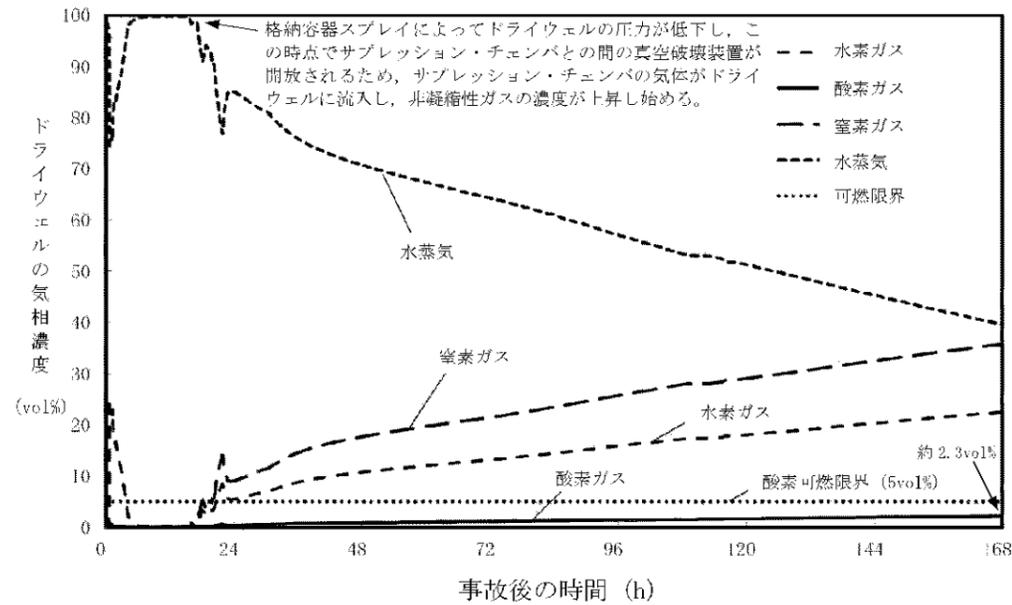
第 3.4-2 図 格納容器雰囲気温度の推移

3.4-16

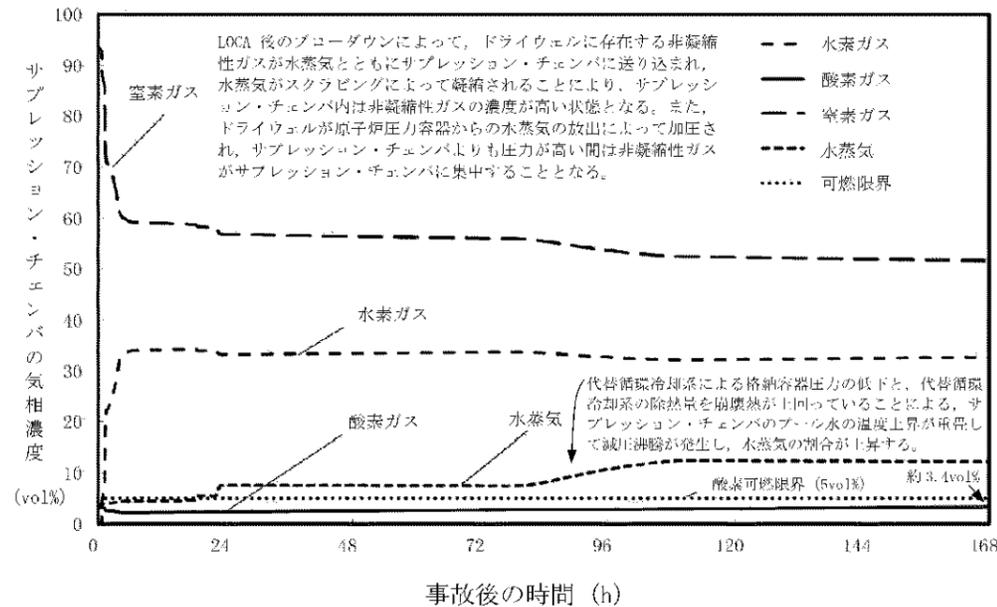
東海第二では、ベント時間遅延のため窒素供給を実施

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

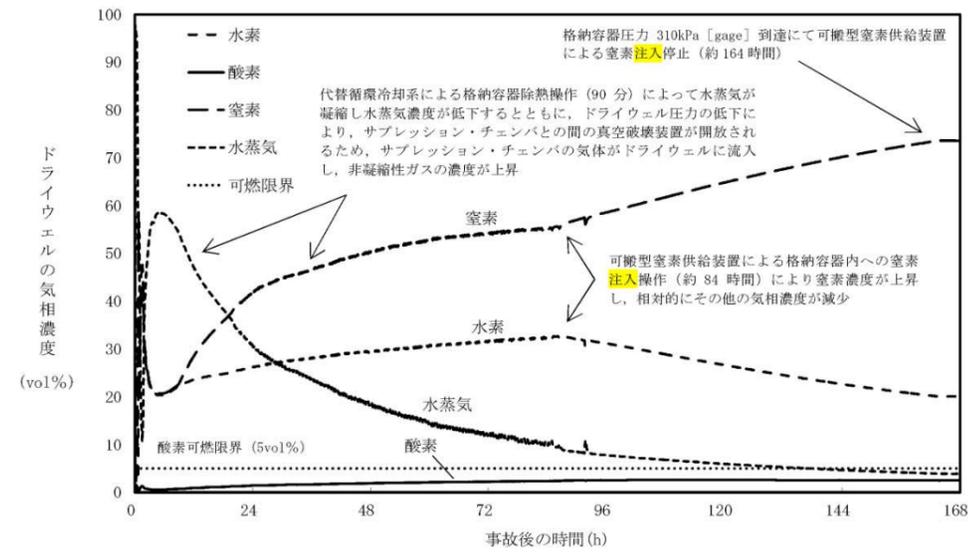


第 7.2.4-3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

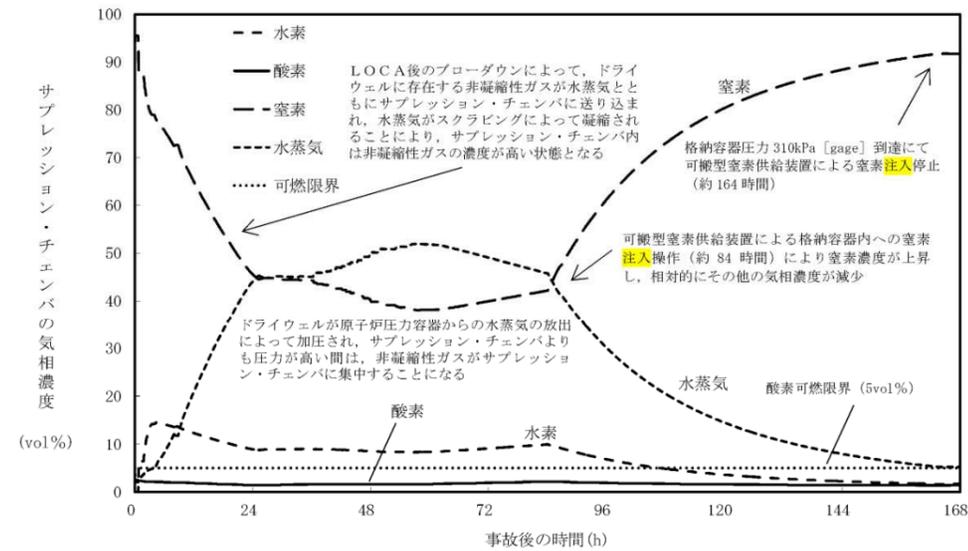


第 7.2.4-4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二発電所



第 3.4-3 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



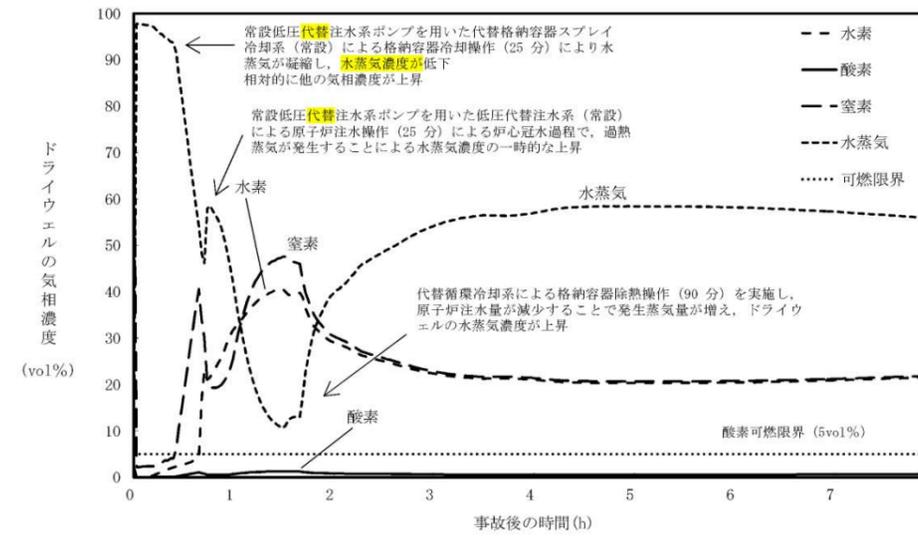
第 3.4-4 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二では、ベント時間遅延のため窒素供給を実施

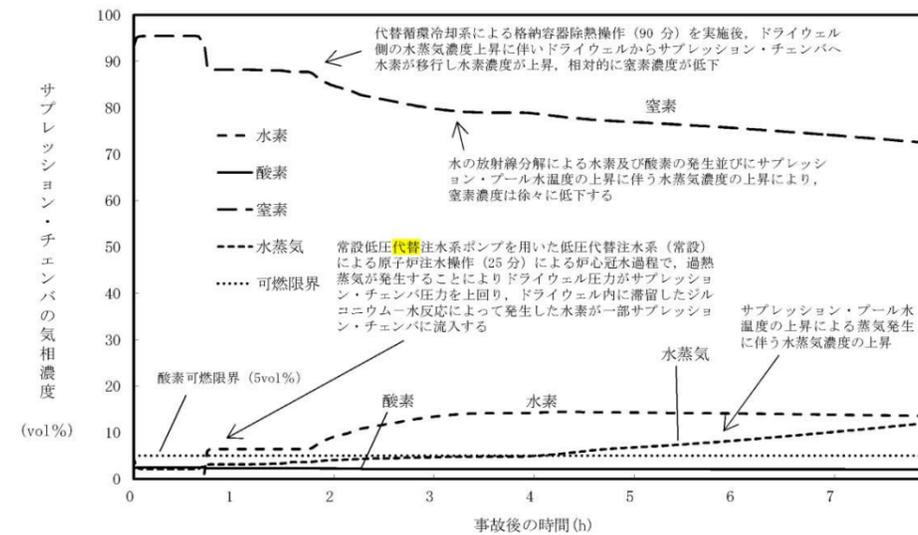
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



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



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

3.4-18

東海第二では、ベント時間遅延のため窒素供給を実施

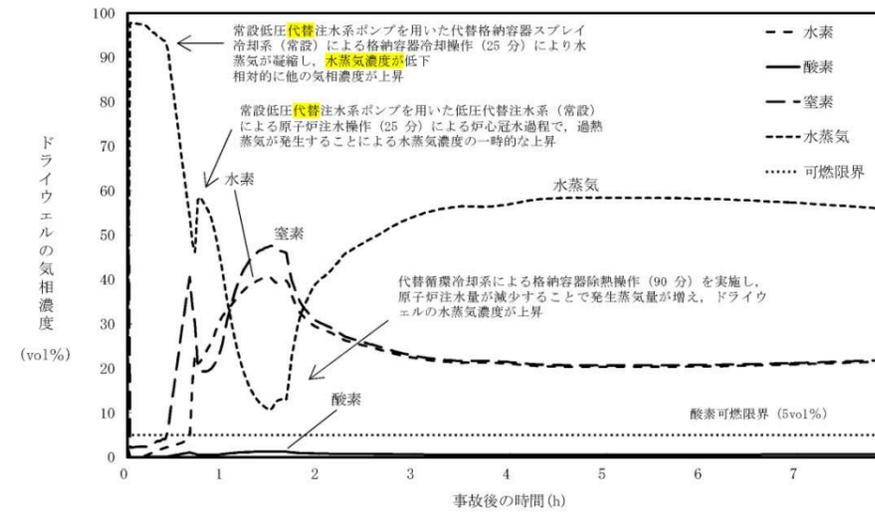
事故後短期の挙動を詳細に確認するため、~8時間の図を追加

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第 7.2.4-5 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 3.4-7 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>東海第二では、ベント時間遅延のため窒素供給を実施</p>
<p>第 7.2.4-6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 3.4-8 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	

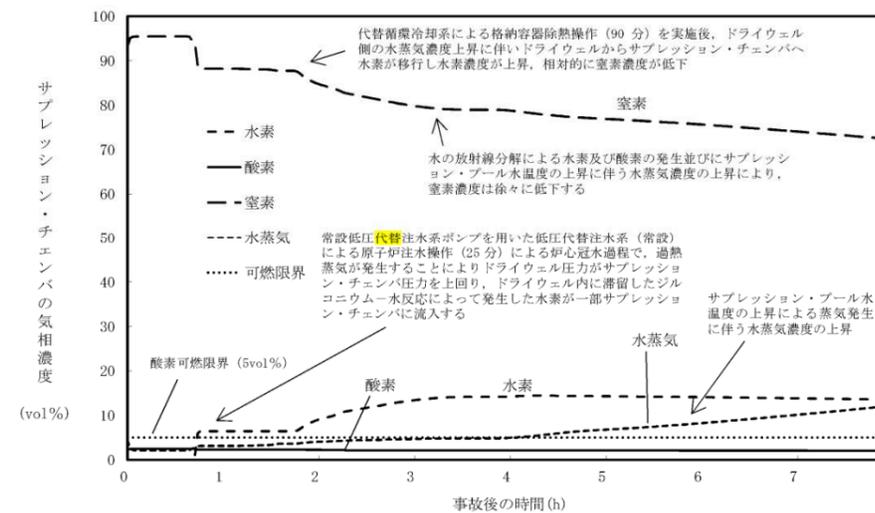
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



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



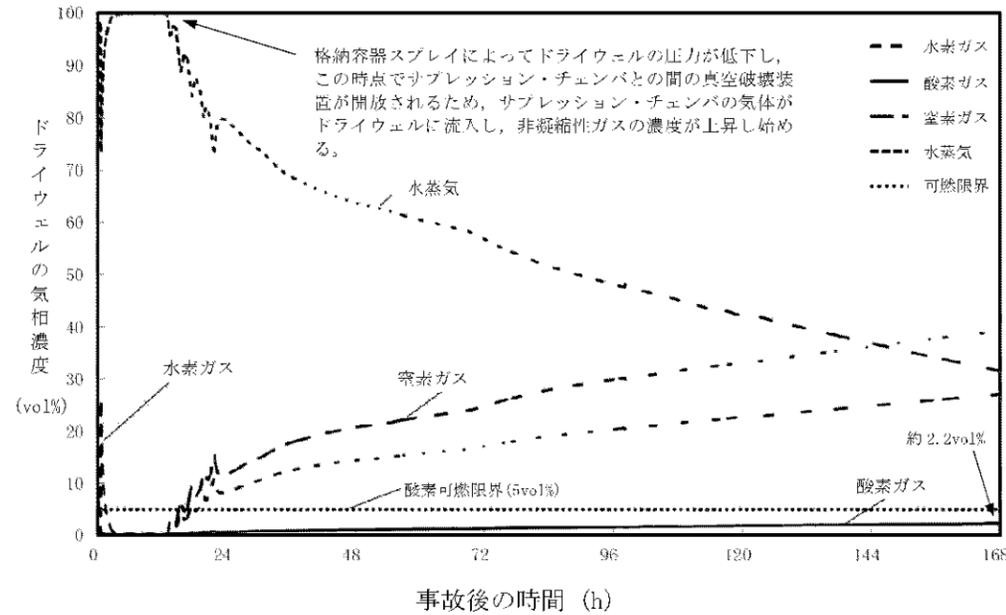
第 3.4-6 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移
 (ウェット条件) (~8 時間)

3.4-18

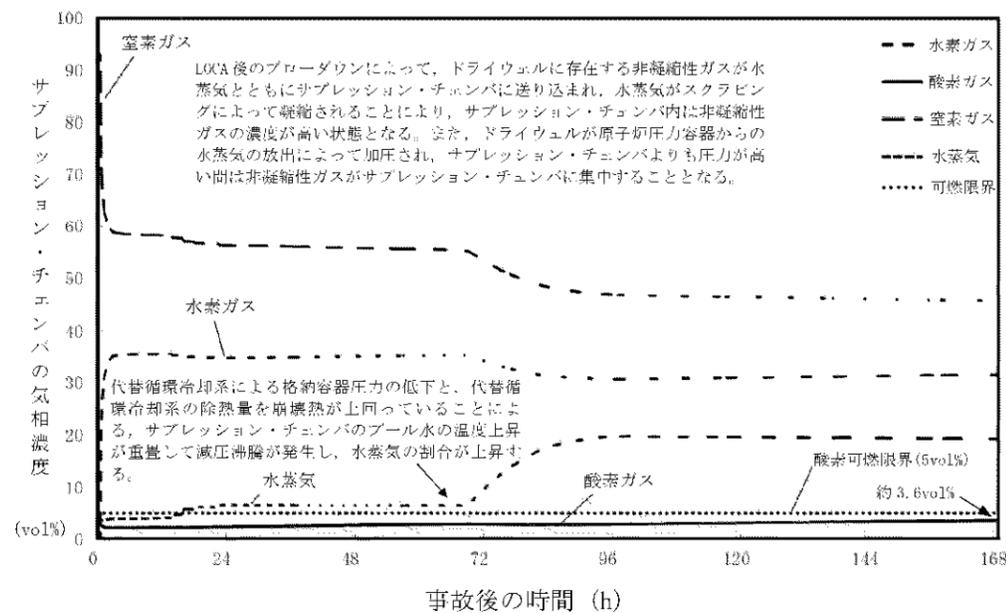
東海第二では、ベント時間遅延のため窒素供給を実施

事故後短期の挙動を詳細に確認するため、~8時間の図を追加

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

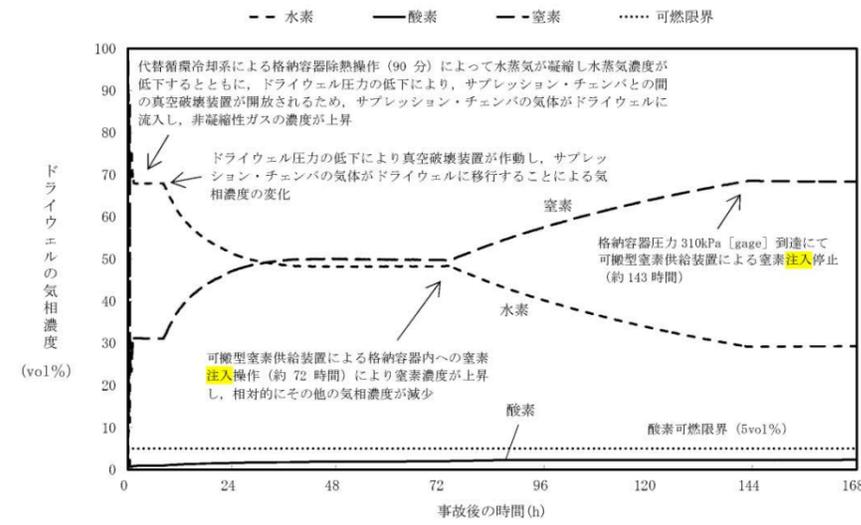


第 7.2.4-7 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

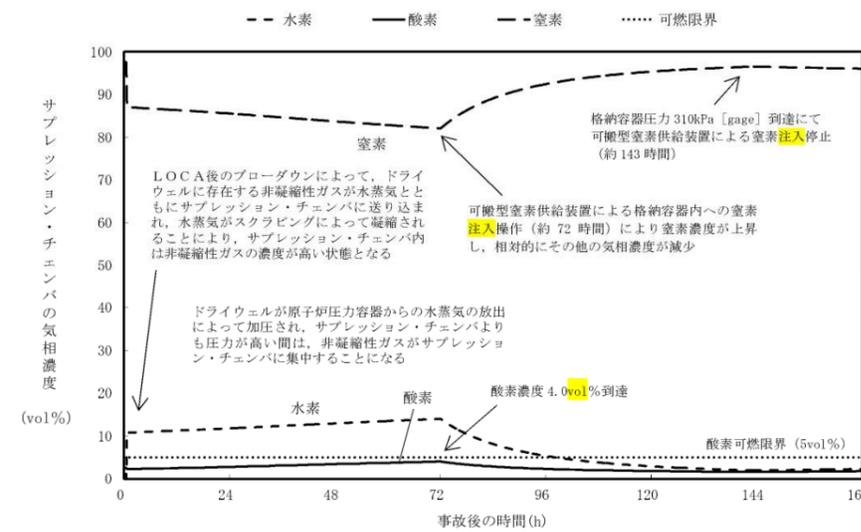


第 7.2.4-8 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二発電所



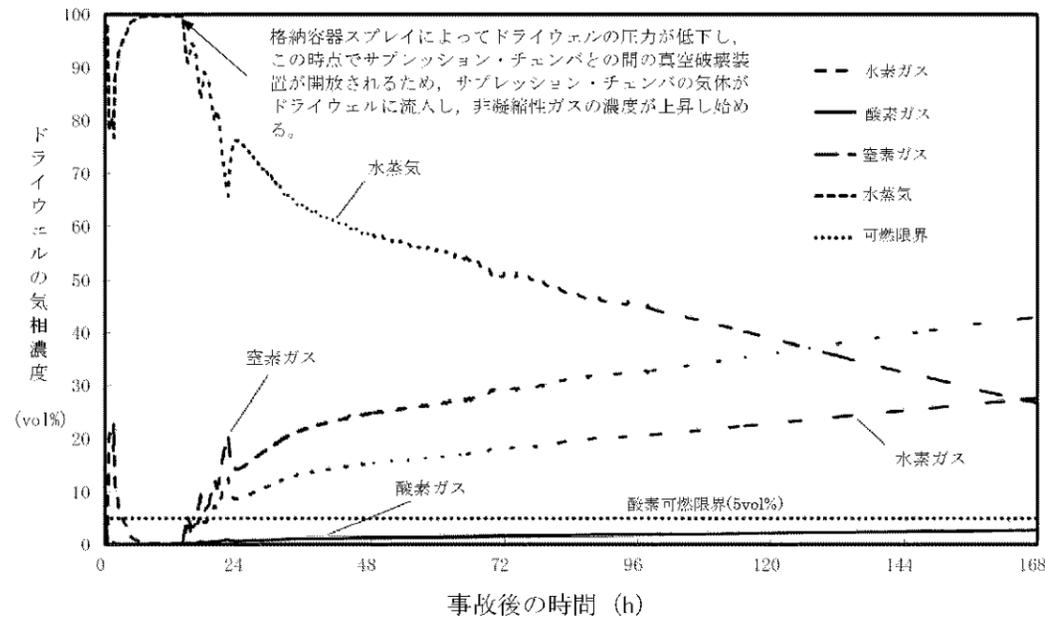
第 3.4-11 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



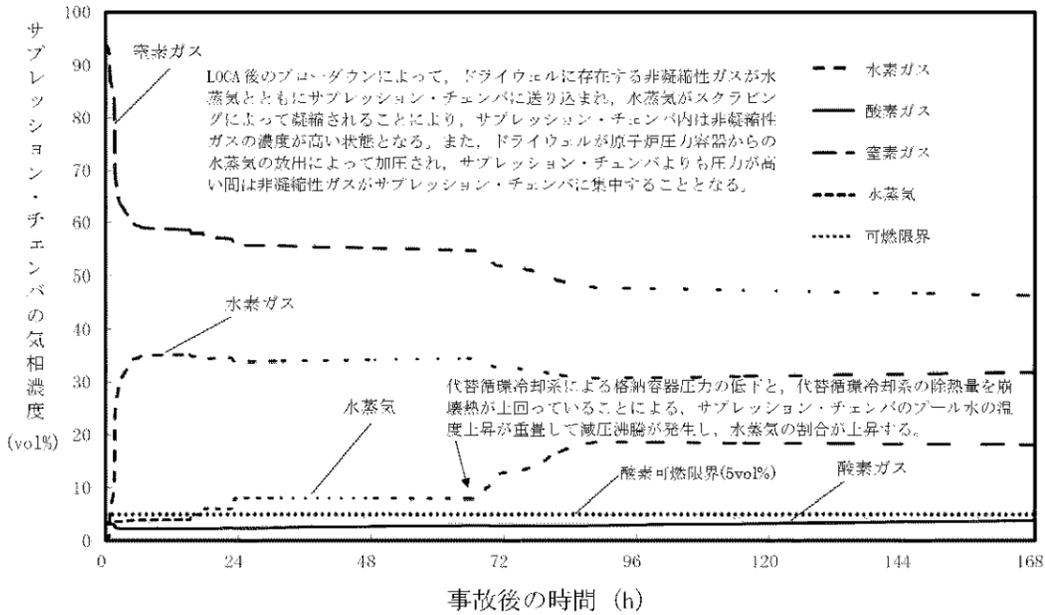
第 3.4-12 図 事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

東海第二では、事故後速やかに低圧代替注水系 (常設) を起動した場合として事象発生から 15 分後の注水を感度解析として実施 (KKはベース解析 70 分後に対して感度解析 30 分)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

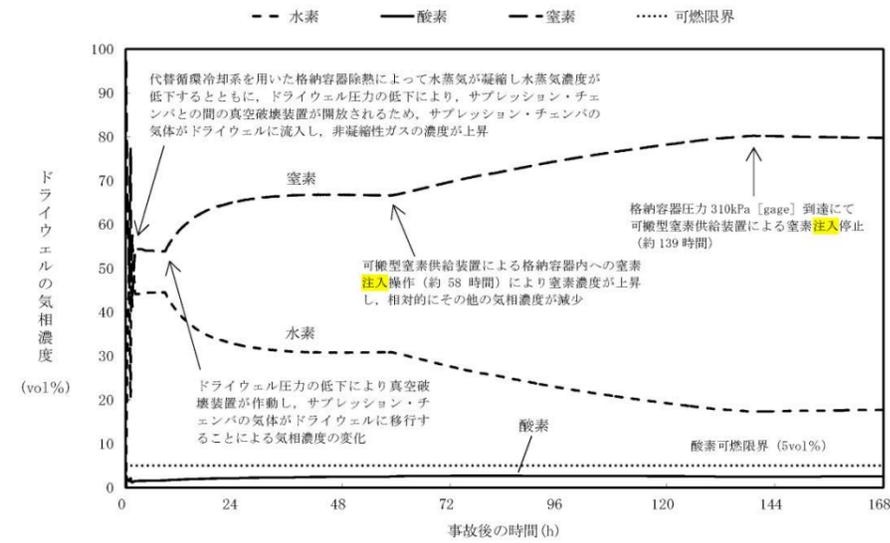


第 7.2.4-9 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

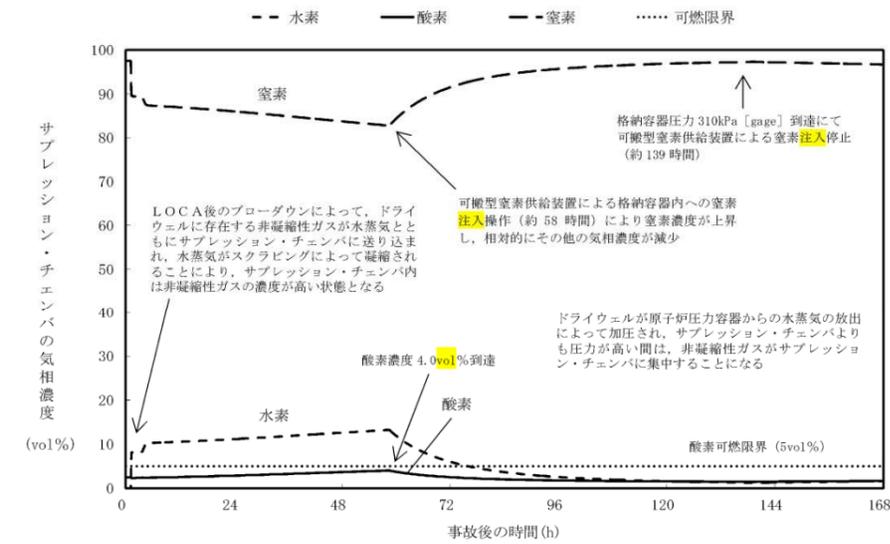


第 7.2.4-10 図 事象発生から 90 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

東海第二発電所



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ブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)

3.4-22

備考

東海第二では、リロケーション防止可能なら遅れ時間として事象発生から 50 分後の注水を感度解析として実施 (KKはベース解析 70 分後に対して感度解析 90 分)。リロケーション後の RPV 下部での振る舞いには不確かさが大きいので、リロケーション前までの時間で評価している。

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
		<p>東海第二では、「3.1.2」に記載のMA AP解析と同じ条件で解析している。</p>
<p>第7.2.4-11図 G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移*</p> <p>※ 本評価では事象初期の崩壊熱をより詳細に評価し、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス発生量に反映している。このため、事故後約51時間後までの格納容器圧力の推移は、「7.2.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」の第7.2.1.2-11図及び第7.2.4-1図に示す格納容器圧力の推移とおおむね同じであるものの、完全には一致しない。</p>	<p>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</p>	

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>ドライウエルの気相濃度 (vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>約 51 時間後、サブプレッション・チェンバ気相部の酸素濃度が 5vol% に到達するためウエットウエルベントラインを開放。これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出され、非凝縮性ガスの濃度が低下、開放後も原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気の濃度が上昇する。</p>		
<p>第 7.2.4-12 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>		
<p>サブプレッション・チェンバの気相濃度 (vol%)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>約 51 時間後、サブプレッション・チェンバ気相部の酸素濃度が 5vol% に到達するためウエットウエルベントラインを開放。これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出され、非凝縮性ガスの濃度が低下、開放後も原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気の濃度が上昇する。</p>		<p>東海第二はドライ条件で判断しているため、ウェット条件の結果は記載していない</p>
<p>第 7.2.4-13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>		

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>第7.2.4-14図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<p>第3.4-16図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	
<p>第7.2.4-15図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<p>第3.4-17図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	
<p>3.4-24</p>		

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>格納容器スプレイによってドライウエルの圧力が低下し、この時点でサブプレッション・チェンバとの間の真空破壊装置が開放されるため、サブプレッション・チェンバの気体がドライウエルに流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇し始める。</p> <p>約51時間後、サブプレッション・チェンバ気相部の酸素濃度が5vol%に到達するためウェットウエルベントラインを開放。これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出され、非凝縮性ガスの濃度が低下、開放後も原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気の濃度が上昇する。</p> <p>168時間後に残留熱除去系による格納容器スプレイを開始しているが、原子炉格納容器内が負圧となる約172時間後までの、酸素濃度の上昇は僅かであり、1%未満である。</p>		
<p>第7.2.4-17図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から168時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施)</p>		
<p>LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッション・チェンバに送り込まれ、水蒸気がスクラビングによって凝縮されることにより、サブプレッション・チェンバ内は非凝縮性ガスの濃度が高い状態となる。また、ドライウエルが原子炉圧力容器からの水蒸気の放出によって加圧され、サブプレッション・チェンバよりも圧力が高い間は非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバに集中することとなる。</p> <p>約51時間後、サブプレッション・チェンバ気相部の酸素濃度が5vol%に到達するためウェットウエルベントラインを開放。これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出され、非凝縮性ガスの濃度が低下、開放後も原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気の濃度が上昇する。</p> <p>168時間後に残留熱除去系による格納容器スプレイを開始しているが、原子炉格納容器内が負圧となる約172時間後までの、酸素濃度に有意な上昇は見られず、1%未満である。</p>		
<p>第7.2.4-18図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件) (事象発生から168時間後に残留熱除去系によるドライウエルスプレイ (954m³/h) を連続で実施)</p>		<p>東海第二はドライ条件で判断しているため、誤スプレイの感度解析は記載していない</p>