

低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

外部電源がある場合、水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で事象進展が厳しくなる。このため、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。

(d) 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、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正する。補正する期間は、ジルコニウム－水反応が顕著となる時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウム－水反応が収束するまでの期間とする。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。

(e) 水及びヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合並びに金属腐食等による水素発生量

水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプ水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。

(f) 水素の燃焼

第7.2.4.5図に示すとおり，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては，全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が，すべて燃焼に寄与するものとする。また，燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し，火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8 vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

水素発生量は，炉心内のジルコニウム重量で定まるため，原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから，事故初期からの原子炉トリップを仮定するものとする。

(b) 原子炉格納容器内水素処理装置

原子炉格納容器内水素処理装置は，5個の設置を考慮する。また，1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4 vol%，圧力0.15MPa[abs]）とする。

(c) 格納容器水素イグナイタ

実機においては格納容器水素イグナイタを12個（予備1個（ドーム部））設置しているが，解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。

(d) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは2台動作し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.4.6図及び第7.2.4.7図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム－水反応割合の推移を第7.2.4.8図から第7.2.4.10図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第7.2.4.11図及び第7.2.4.12図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム－水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生約21分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。

その後、事象発生約1.7時間後に原子炉容器破損に至り、約2.9時間後にすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下すると、ジルコニウム－水反応による水素の生成はほぼ停止する。ジルコニウム－水反応割合の補正期間は、上記炉心溶融開始時点から、原子炉容器外に流出した溶融炉心によるジルコニウム－水反応

が収束するまでの期間とする。

第7.2.4.11図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した原子炉格納容器内水素処理装置の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、蓄積することはない、事象発生後の25時間後においても低下傾向となる。

また、第7.2.4.12図に示すように、1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。事象発生初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。

(添付資料7.2.4.3, 7.2.4.7, 7.2.4.8)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第7.2.4.13図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。

原子炉格納容器雰囲気温度は、第7.2.4.14図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は限界温度200℃を超えない。

1次冷却材圧力は第7.2.4.15図に示すとおり、原子炉容器破

損に至る事象発生約1.7時間後における1次冷却材圧力は約0.03MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されている。

原子炉格納容器内の水素濃度は、第7.2.4.11図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約11.7vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。

全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約0.443MPa[gage]であり、原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。

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(1)、(2)、(4)、(6)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(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、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「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(3)の評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。

「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(5)及び(8)の評価項目については、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シーケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

第7.2.4.13図及び第7.2.4.14図に示すとおり、事象発生の約3時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態が確立する。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。

(添付資料7.2.4.3, 7.2.4.9, 7.2.4.10)

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

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。

本評価事故シーケンスは、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作は介さない。

(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、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響 (MAAP)

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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析

コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、炉心損傷後に発生する水素は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム－水反応に加えて、溶融炉

心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は、最大約12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。したがって、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、追加発生となる水素については、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタにより処理が可能である。

(添付資料7.2.4.11)

c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレイ冷却に係る解析モデルは、NUPEC検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「7.2.4.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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、第7.2.4.1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炉心崩壊熱，原子炉格納容器内水素処理装置の性能及び1次冷却材の流出流量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

本評価事故シーケンスは，「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり，運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。このため，運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，原子炉容器破損が遅くなり，炉内に燃料が留まる時間が長くなることで，炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら，MAAPによる解析で得られた水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理は，長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。原子炉格納容器内水素処理装置の性能の変動を考慮した場合として，原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待

せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.8vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.4.12)

また、原子炉格納容器内水素処理装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約11.8vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料7.2.1.1.19)

なお、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり

水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として格納容器水素イグナイタを設置している。格納容器水素イグナイタの効果を検討した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の推移を第7.2.4.16図及び第7.2.4.17図に示す。格納容器水素イグナイタの効果は、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮しても、原子炉格納容器内水素処理装置の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。

(添付資料7.2.4.13, 7.2.4.14)

b. 操作条件

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。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、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ない。

(3) 操作時間余裕の把握

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。

本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、原子炉格納容器内水素処理装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。

(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、原子炉格納容器内水素処理装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止することにより、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、運転員等操作を介することはないことから、操作時間の影響はない。

(添付資料7.2.4.15)

7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部

要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

なお，全交流動力電源喪失時には「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の評価事故シーケンスと同じ要員が必要となる。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「水素燃焼」において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水については，燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後，格納容器スプレイ再循環運転に切り替え，以降は，格納容器再循環サンプを水源とするため，燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお，外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが，仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し，事象発生後7日間最大負荷で運転した場合，約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については，保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると，7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kL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、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う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7.1.1.12）

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、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って発生した水素と、原子炉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、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、原子炉格納容器内水素処理装置を設置している。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置している。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備している。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。

格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故」に高圧注入機能の喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって、水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することが可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、原子炉格納容器内の水素濃度、並びに水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

なお、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

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、操作時間に対する影響はないことを確認した。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）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。

以上のことから、原子炉格納容器内水素処理装置を用いた原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する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。

第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(1/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> LOCA, 過渡事象, 全交流動力電源喪失等が発生し, 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備作動信号, 格納容器スプレッド信号の自動発信等を確認すれば, 原子炉トリップ, 安全注入及び格納容器スプレッドの作動状況を確認する。その後, 低圧注入系及び高圧注入系の動作不能, 補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば, 事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。 	—	—	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源が喪失し, ディーゼル発電機が起動失敗することにより, すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し, 全交流動力電源喪失の判断を行う。また, 蓄電池(非常用)による非常用直流母線への給電を確認する。 	蓄電池(非常用)*	—	—
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し, 早期の電源回復不能と判断した場合には, 全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機, 代替格納容器スプレッドポンプ, B-充てんポンプ(自己冷却), 加圧器逃がし弁及びエアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンプへの代替空気供給, 格納容器内自然対流冷却, 中央制御室非常用循環系ダンプの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し, その後, 代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば, 代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより, 代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。 	代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油貯槽* 燃料タンク(SA)	可搬型タンクローリー	—

*: 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(2/5)

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
		d. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 	—
e. 補助給水系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> すべての補助給水流量指示の合計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。 	タービン動補助給水ポンプ* 蒸気発生器* 補助給水ピット*	—	【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位(狭域)】* 【蒸気発生器水位(広域)】* 【補助給水ピット水位】*
f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。 	—	—	【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用) 格納容器再循環サンプ水位(広域)* 格納容器再循環サンプ水位(狭域)* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度*
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。 	格納容器水素イグナイタ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク(SA)	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)*

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

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について (3 / 5)

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジェリアモニタ 1 × 10⁵mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却材温度 (広域 - 高温側) * 1 次冷却材温度 (広域 - 低温側) * 格納容器内高レンジェリアモニタ (高レンジ) * 格納容器内高レンジェリアモニタ (低レンジ) *
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジェリアモニタ 1 × 10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却材温度 (広域 - 高温側) * 1 次冷却材温度 (広域 - 低温側) * 格納容器内高レンジェリアモニタ (高レンジ) * 格納容器内高レンジェリアモニタ (低レンジ) *
j. 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置動作状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイター温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。 	格納容器水素イグナイター 格納容器水素イグナイター温度監視装置 原子炉格納容器内水素処理装置 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型タンクローリー	—
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整った次第に、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。 	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク (SA)	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンプリング冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型タンクローリー	格納容器内水素濃度 アニュラス水素濃度 (可搬型)

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

第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（4/5）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
		<p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>m. 代替格納容器スプレ</p>	<p>・ 炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa [gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。</p> <p>・ なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</p> <p>・ 格納容器スプレレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレレイポンベ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレレイによる代替格納容器スプレレイを開始する。また、代替格納容器スプレレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレレイを再開し、代替格納容器スプレレイポンベの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンベにより海水の補給を行い、代替格納容器スプレレイを継続する。</p> <p>・ 格納容器スプレレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p> <p>・ なお、炉心の冷却については、B-充てんポンベ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p>	<p>加圧器逃がし弁*</p>
		<p>—</p> <p>代替格納容器スプレレイポンベ</p> <p>燃料取替用水ピット*</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</p> <p>燃料タンク（SA）</p>		<p>—</p> <p>燃料取替用水ピット水位*</p> <p>原子炉格納容器圧力*</p> <p>格納容器内温度*</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）*</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）*</p> <p>B-格納容器スプレレイ冷却器出口積算流量（AM用）</p> <p>代替格納容器スプレレイポンベ出口積算流量</p> <p>格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位</p>
		<p>燃料取替用水ピット*</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽*</p> <p>B-充てんポンベ*</p> <p>燃料タンク（SA）</p>	<p>可搬型タンクローリー</p> <p>可搬型大型送水ポンベ車</p>	<p>燃料取替用水ピット水位*</p>

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

第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（5/5）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備
n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、アニュラス空気浄化ファーンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	B-アニュラス空気浄化ファーン* B-アニュラス空気浄化ファーンユニット* 中央制御室給気ファーン* 中央制御室循環ファーン* 中央制御室非常用循環ファーン* 中央制御室給気ユニット* 中央制御室非常用循環ファーンユニット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスボンベ 可搬型タンクローリー
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。 	C、D-格納容器再循環ユニット* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.2.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP GOTHIC	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コード。 区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理を適切に評価することが可能なコード。
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。

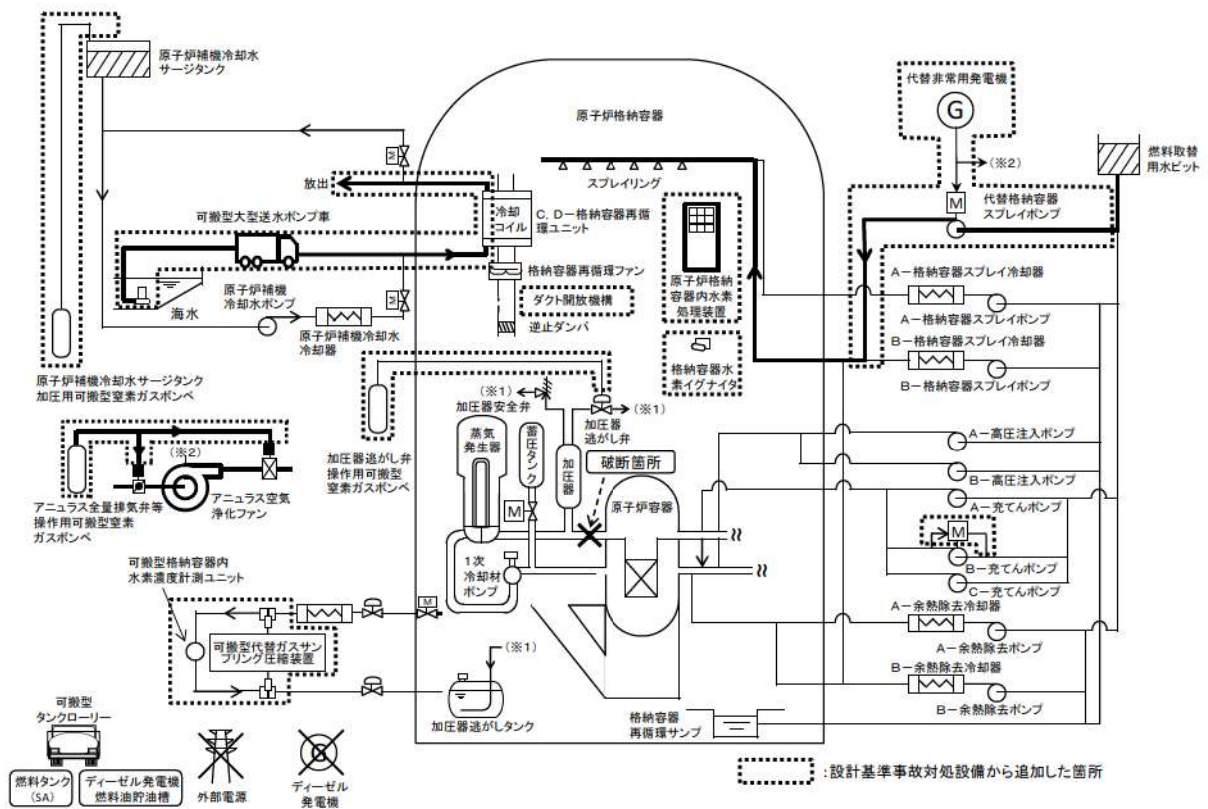
初期条件

第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (2 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉格納容器自由体積	65, 500m ³	評価結果を厳しくするよう、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を厳しくするよう、設計値より大きい値として設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量は少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧	設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	1 次冷却系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなり、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。
	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> 全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応することによる発生量を考慮 水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジンの放射線分解による発生量を考慮 	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。また、ヒドレンジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。

第7.2.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (3 / 3)

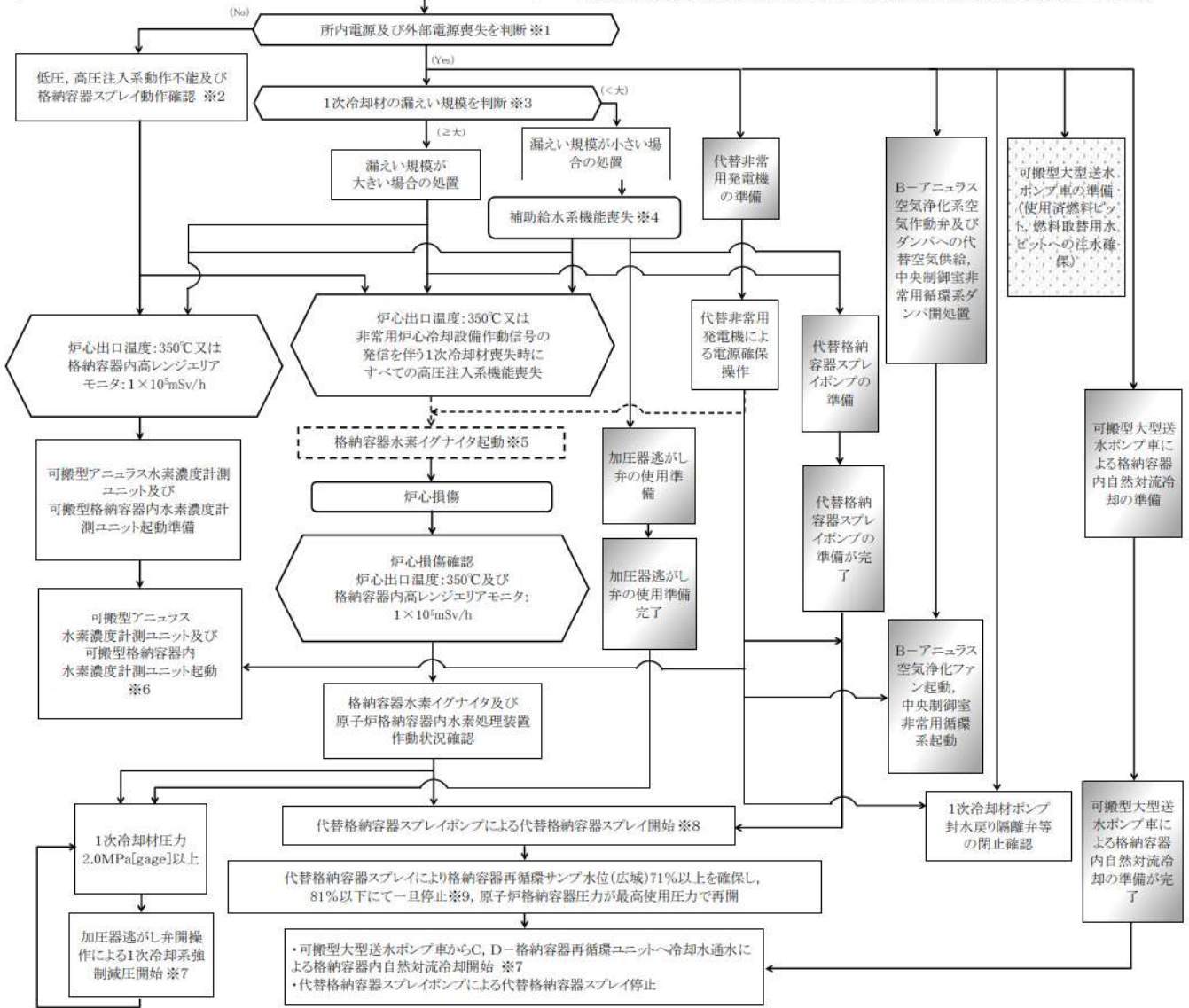
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ	事故初期からの 原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。
蓄圧タンク 保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
原子炉格納容器内水素処理装置性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs]時)	設計値に基づき設定。
原子炉格納容器内水素処理装置個数	5 個	配備個数を設定。
格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	水素濃度の観点が厳しくなるよう格納容器水素イグナイタの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。
再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値として設定。
格納容器スプレイ	事象発生 109 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。
	最大流量	水素濃度の観点が厳しくなるように最大流量を設定。
重大事故等対策に関連する機器条件		
その他		



第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図

(原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイター)

【事象の発生】
 過渡事象, 1次冷却材喪失, 全交流動力電源喪失
 【動作状況確認】
 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備動作, 格納容器スプレイ動作
 【安全機能喪失】
 ECCS注水/再循環機能喪失, 格納容器スプレイ/再循環機能喪失
 補助給水系機能喪失等



- ※1 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示した場合。
- ※2 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ動作を考慮する。
- ※3 漏えい及び漏えい規模は以下で判断。
 加圧器圧力及び水位, 原子炉格納容器圧力及び温度, 格納容器サンプ水位, 格納容器再循環サンプ水位, 格納容器内モニタ, 1次冷却材圧力
- ※4 補助給水系機能喪失は以下で確認。
 ・すべての補助給水流量指示の合計が80m³/h未満
- ※5 代替非常用発電機による電源回復後起動する。
- ※6 可搬型アンユラス水素濃度計測ユニット及び可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを起動し, アンユラス及び原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。
- ※7 準備が完了すれば, その段階で実施する。
- ※8 代替格納容器スプレイポンプの注水先の考え方としては, 炉心への注水をまず行うこととしているが, 短時間で炉心損傷に至る場合は原子炉格納容器にスプレイすることになる。
 実際の操作では, 準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば, その段階で実施する。
 また, 代替格納容器スプレイは140m³/hを下回らない流量で注水する。
 なお, 格納容器スプレイが動作している状態において, 燃料取替用水ピット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施し, 以降, 原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。
- ※9 ただちにポンプを停止するのではなく, 原子炉格納容器圧力の状況を加味し, 決定する。

第 7. 2. 4. 2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要

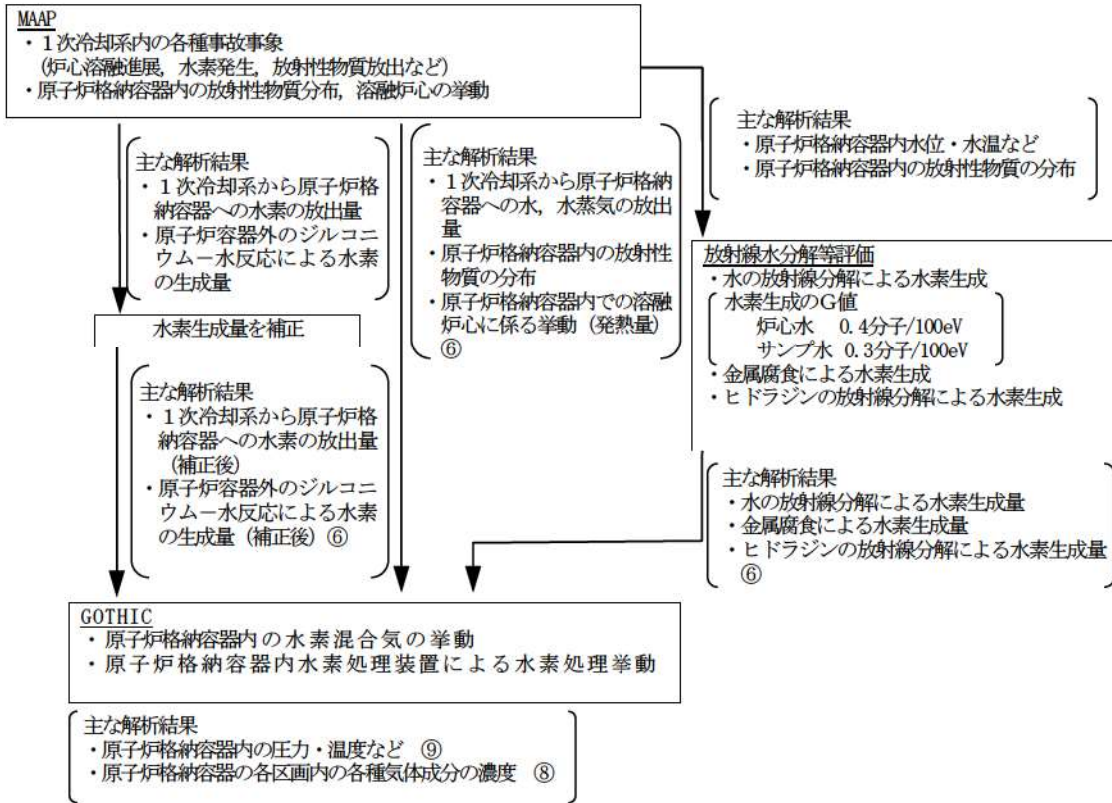
作業項目	必要の要員と作業項目			経過時間(分)											備考
	責任者	補佐	その他要員	10m	20m	30m	40m	50m	60m	80m	90m	100m	110m	120m	
状況判断	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
2次冷却系無効解除操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
水素濃度低減操作	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
可搬型格納容器内水素濃度計 ユニット起動	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
高圧、低圧注入系機能回復操 作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
低圧注入系機能回復操 作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
再循環切替操作	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
燃料貯蔵器内水素濃度計加 ユニット起動	1人 【A】	1人 【B】	1人 【C】	10	20	30	40	50	60	80	90	100	110	120	
必要人員数 合計	4人 A-D														

【注】1は作業後移動して待機する要員
 ・機内監視器稼働による監視業務手段の確保が必要な場合は、上記要員に加え、上記要員以外の災害対策要員も確保を行う。

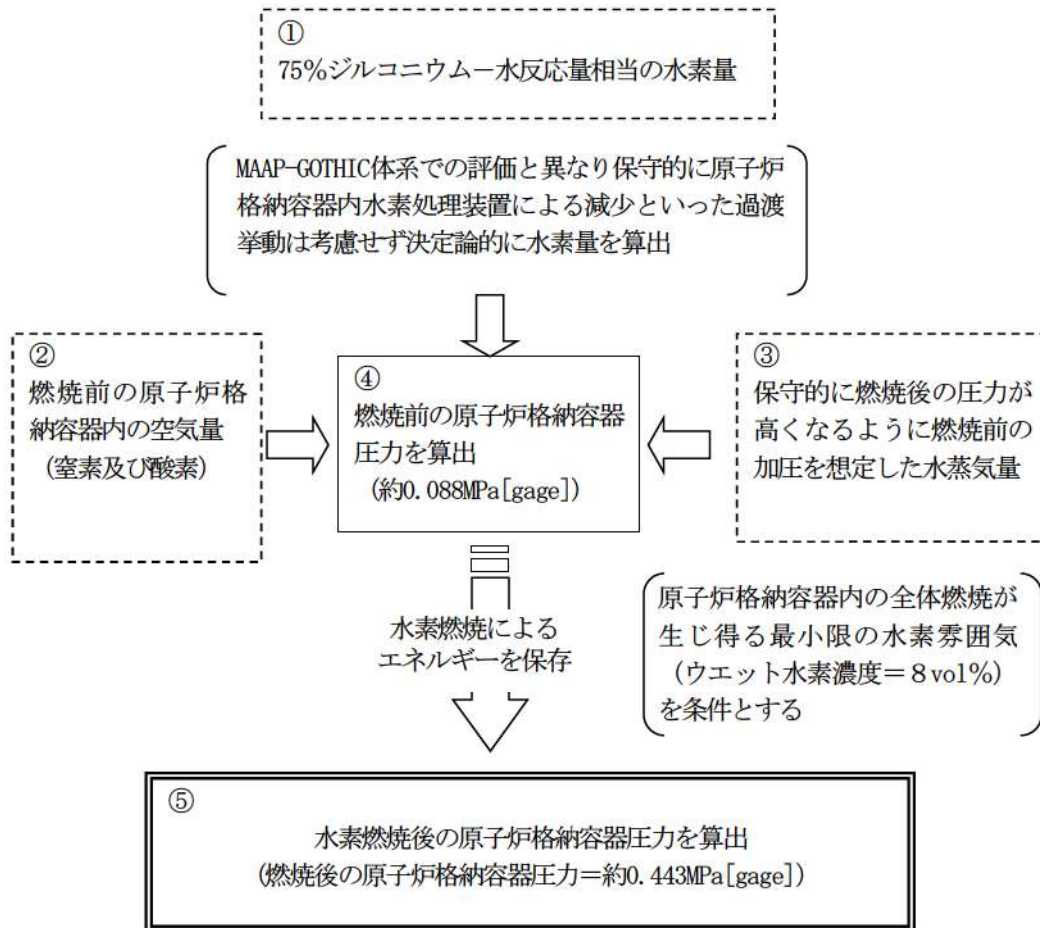
運転員	0
本重要事故シナシスにおける 災害対策要員	0
重大事故等対策時に必要な要員数	0
災害対策要員(支援)	4
災害対策要員	10
合計	14

初期停炉の要員数
 (運転員0名、災害対策要員11名、災害対策要員(支援)15名、災害対策本要員4名の合計数)

第 7. 2. 4. 3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)



第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要

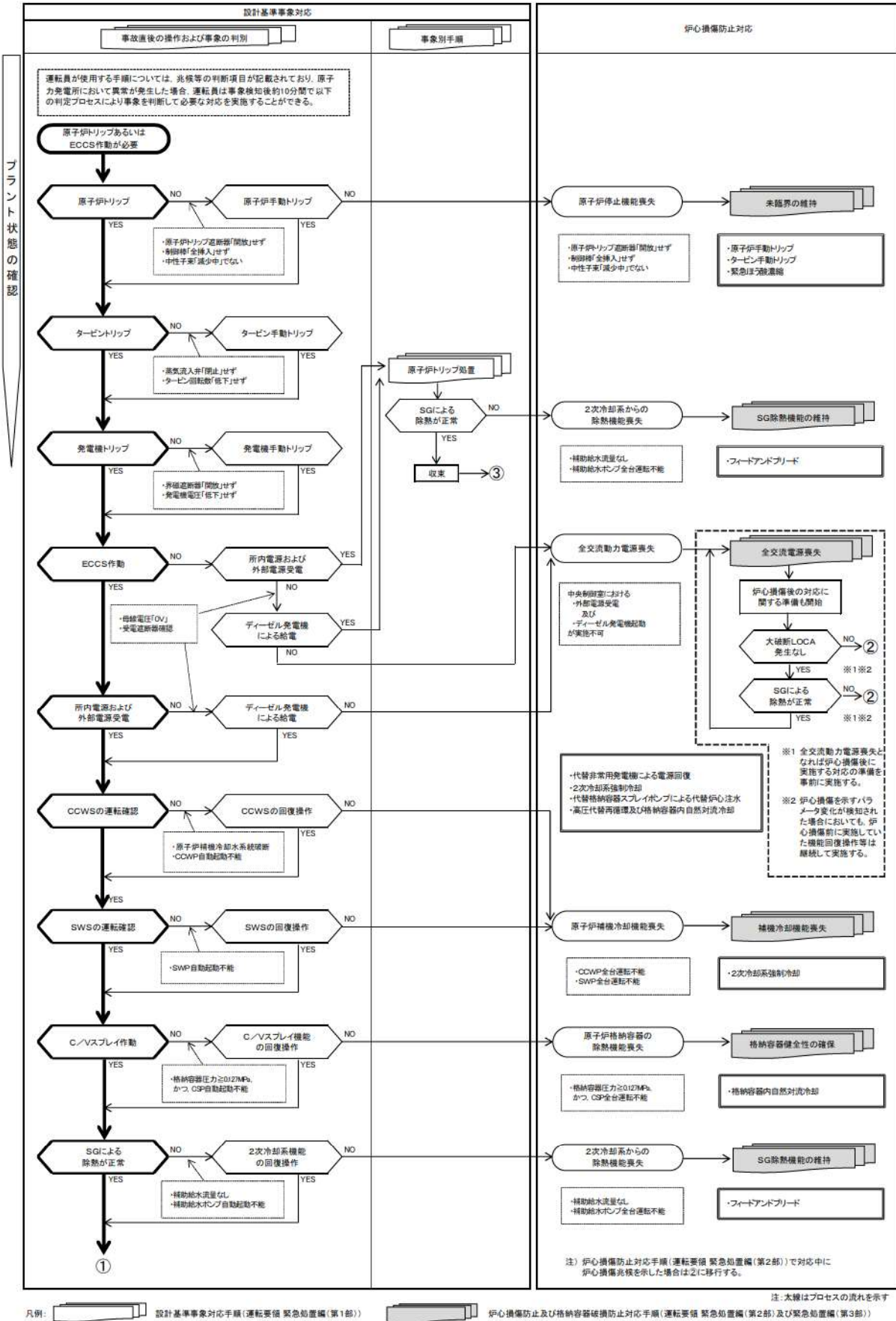


原子炉格納容器圧力

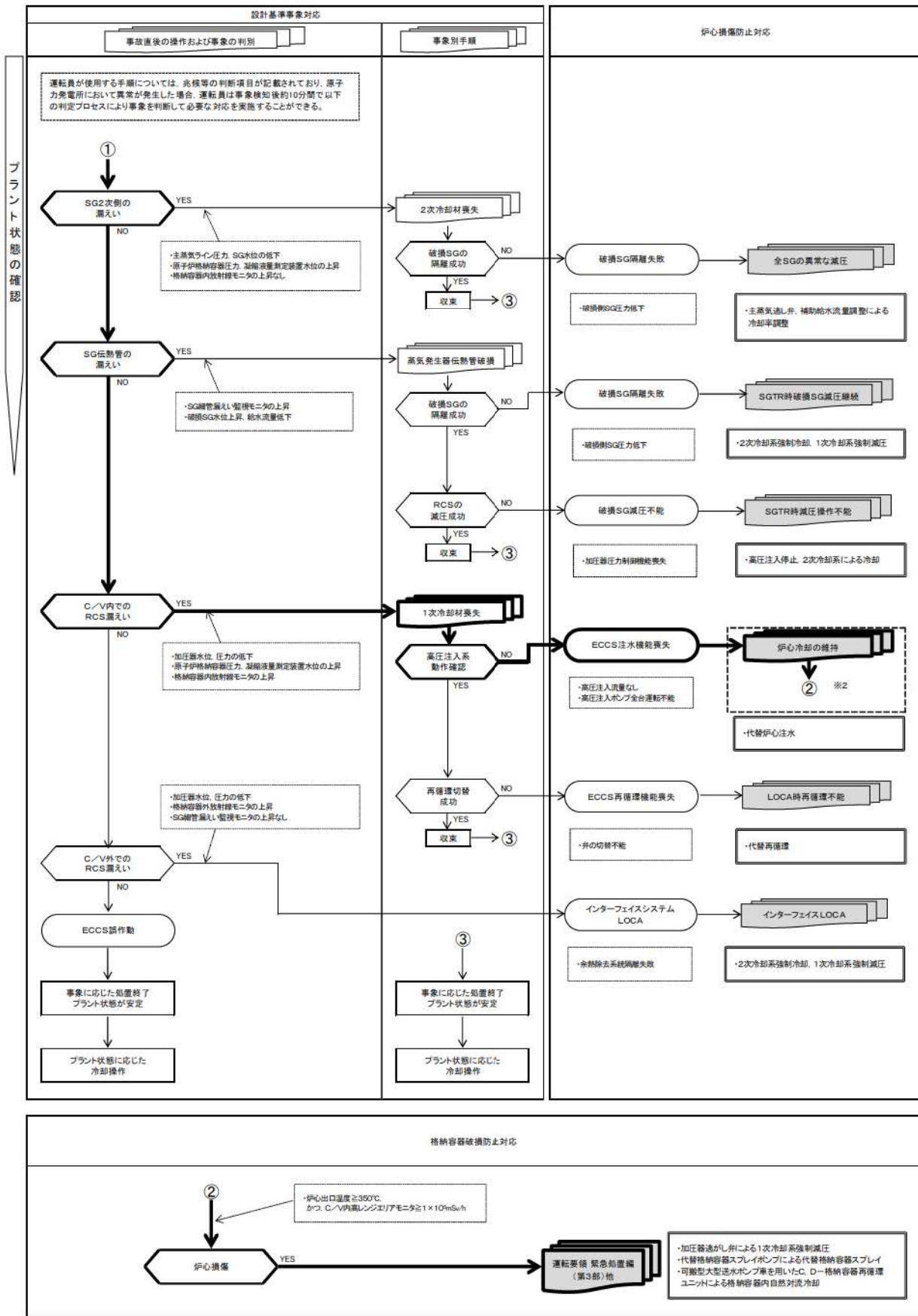
$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

(「'」は燃焼後の状態を表す。)

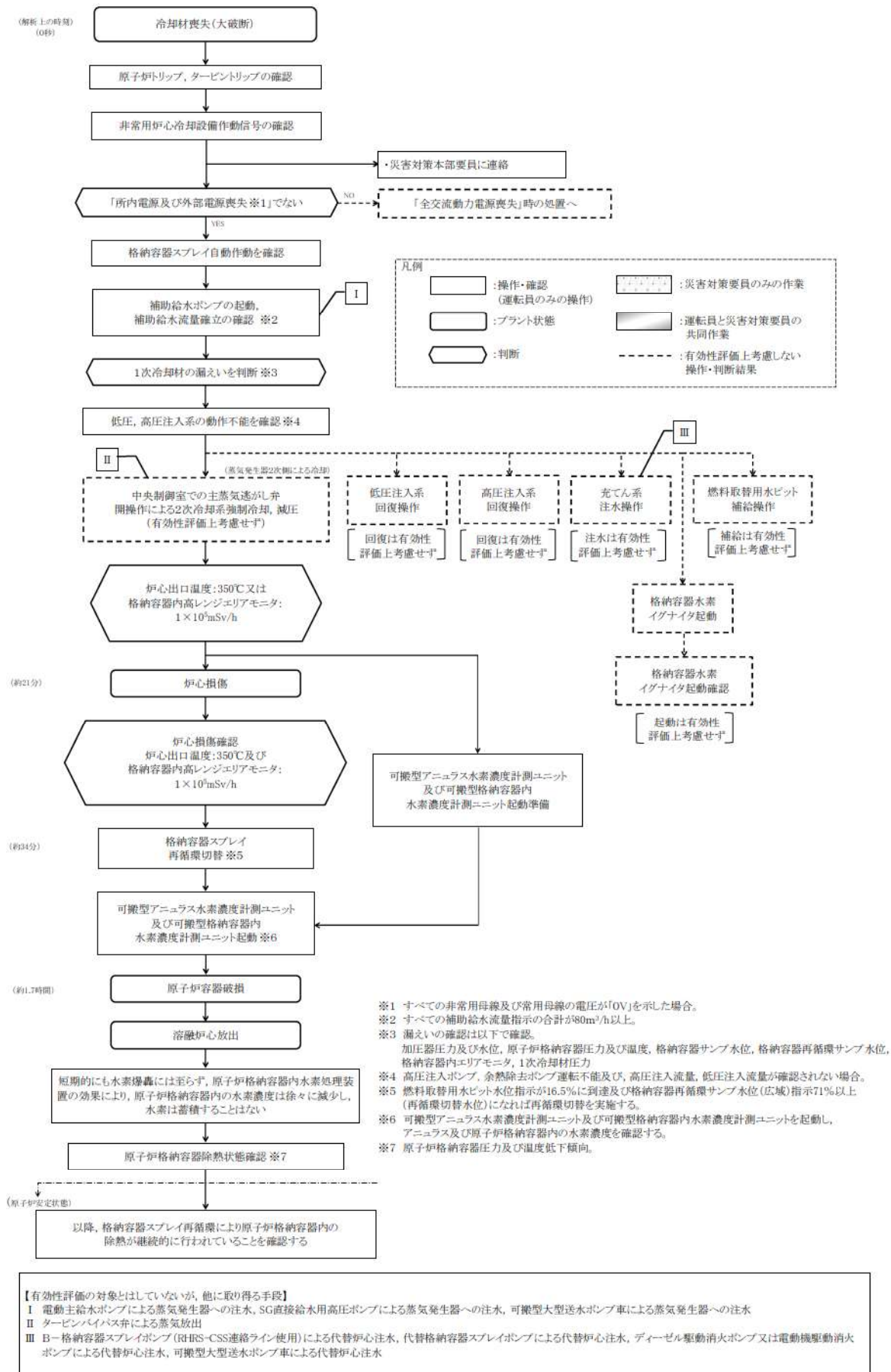
第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



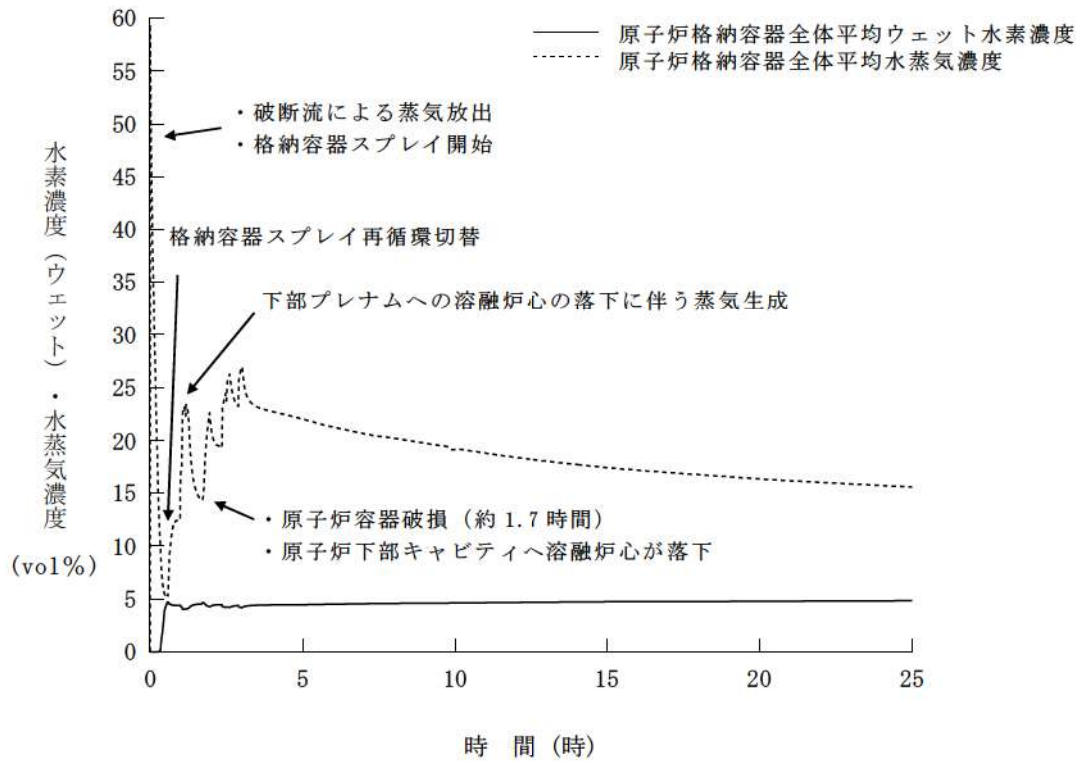
第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス）
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）（1 / 2）



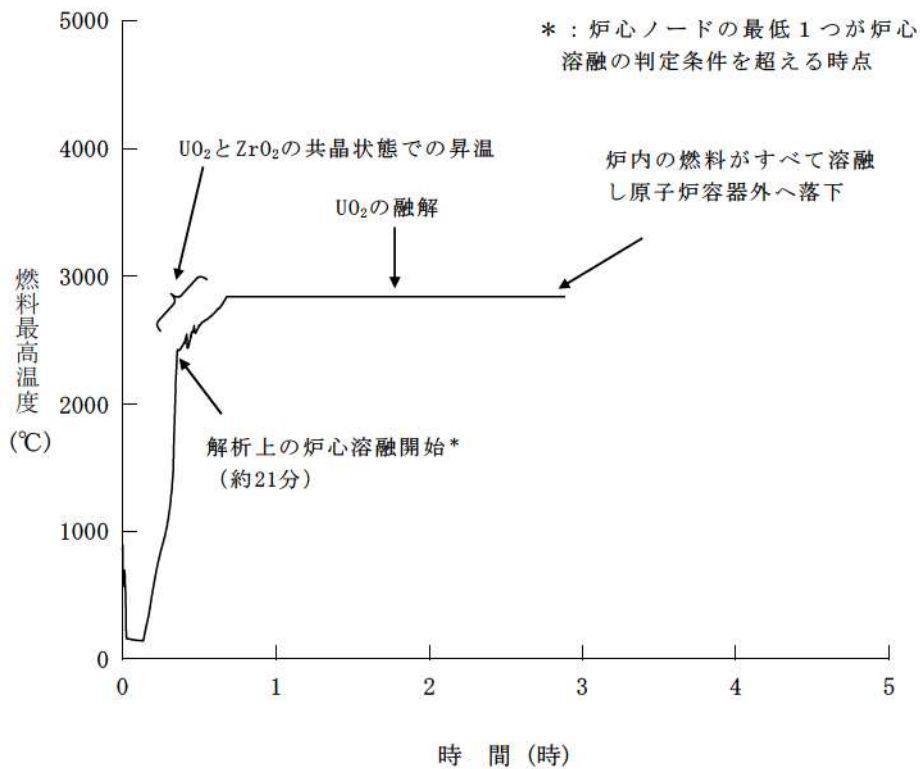
第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展 (判定プロセス)
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (2 / 2)



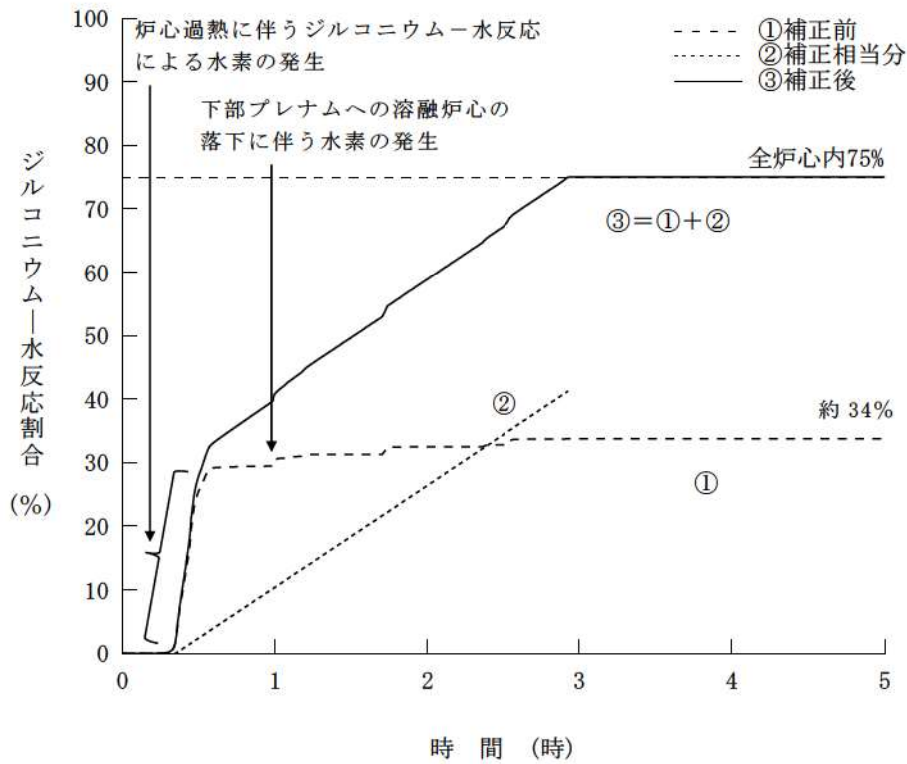
第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展 (対応手順の概要)
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)



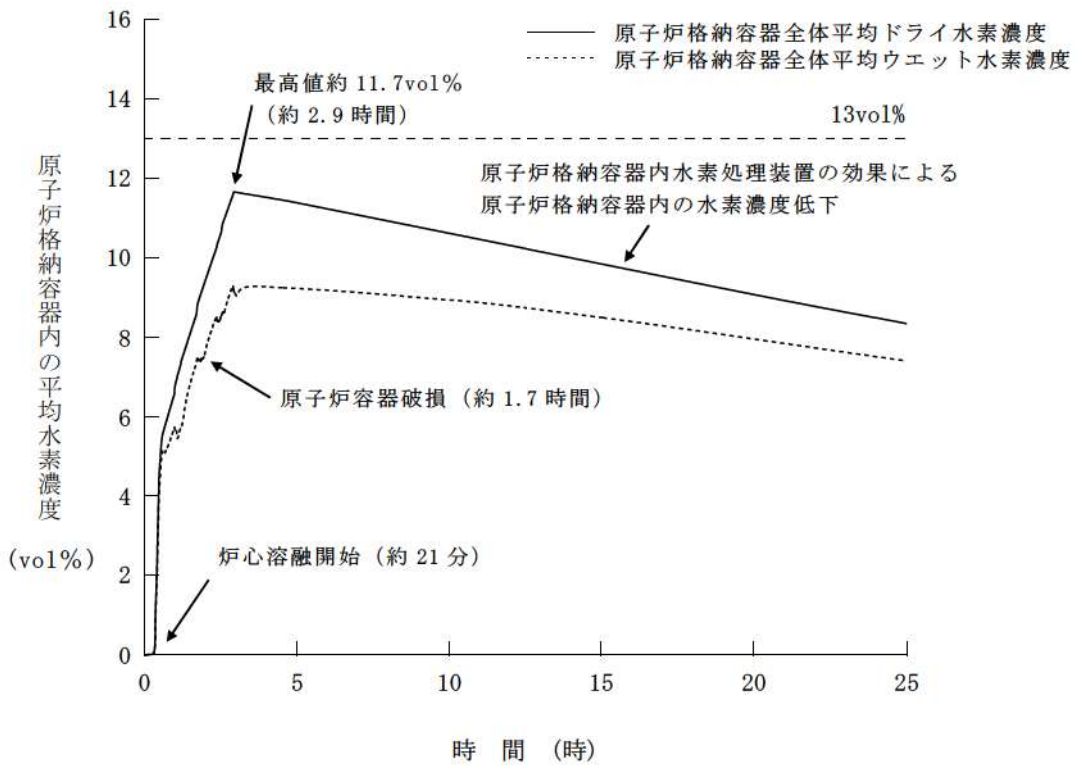
第 7.2.4.8 図 原子炉格納容器内の水素濃度 (ウェット) ・ 水蒸気濃度の推移 (MAAP)



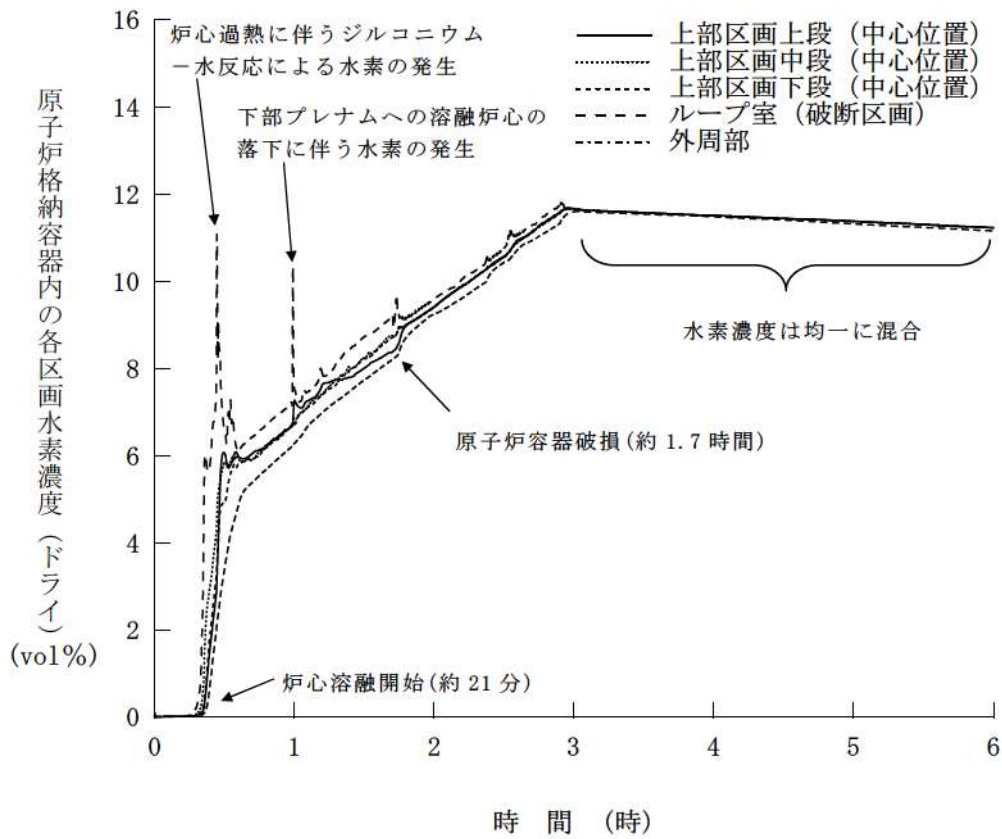
第 7.2.4.9 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)



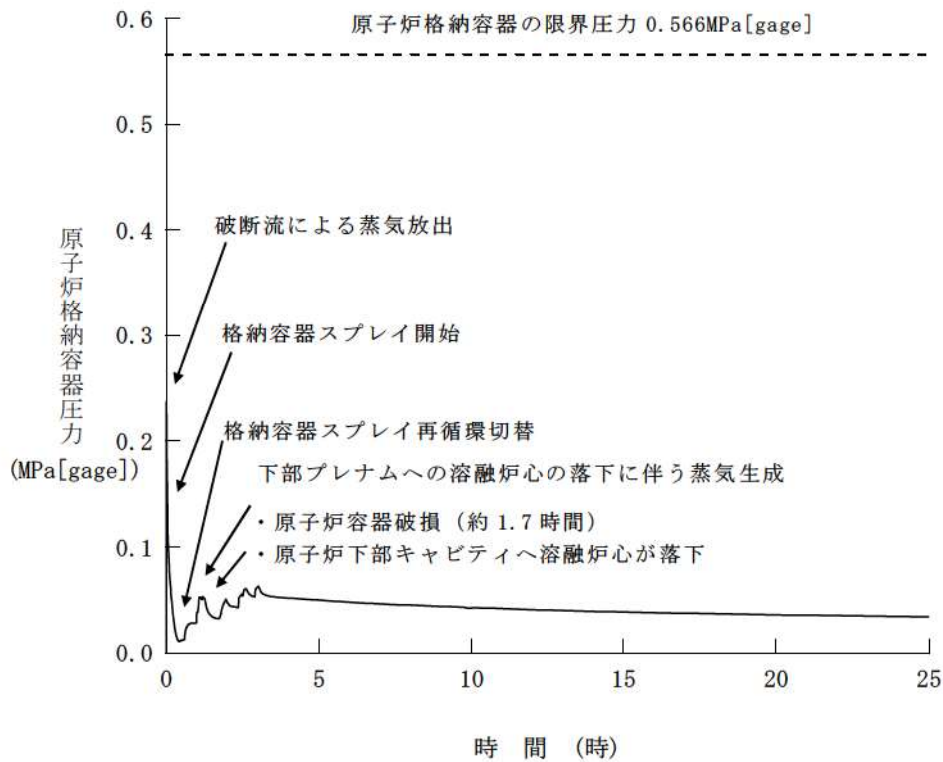
第 7.2.4.10 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)



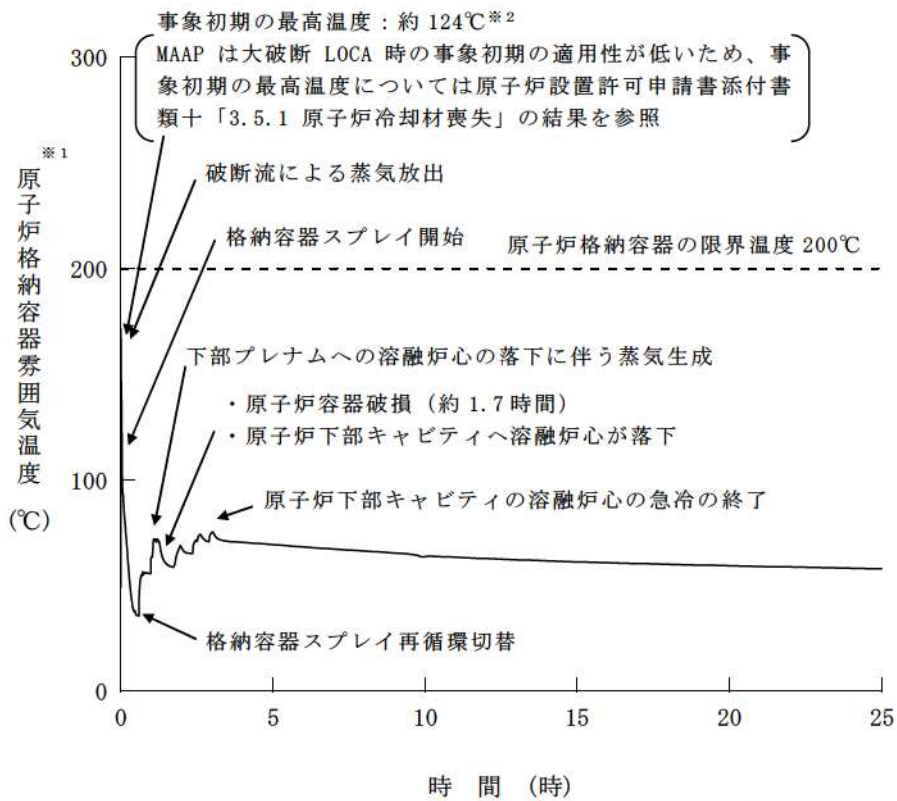
第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)



第 7. 2. 4. 12 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)

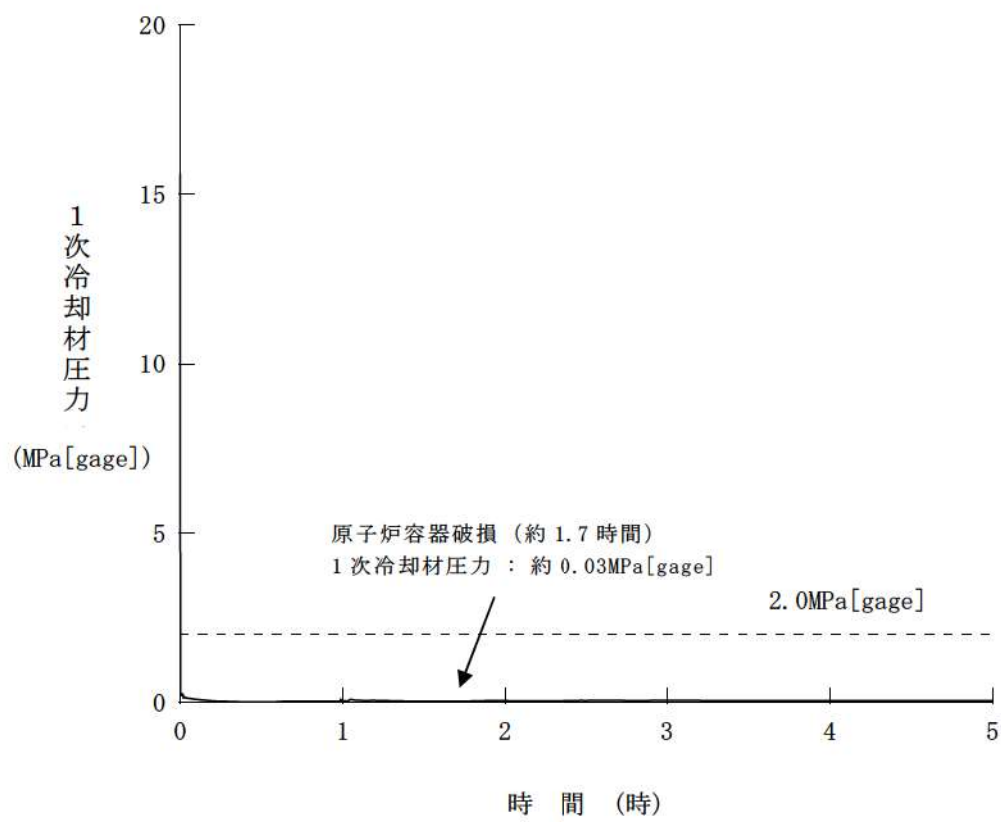


第 7.2.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)

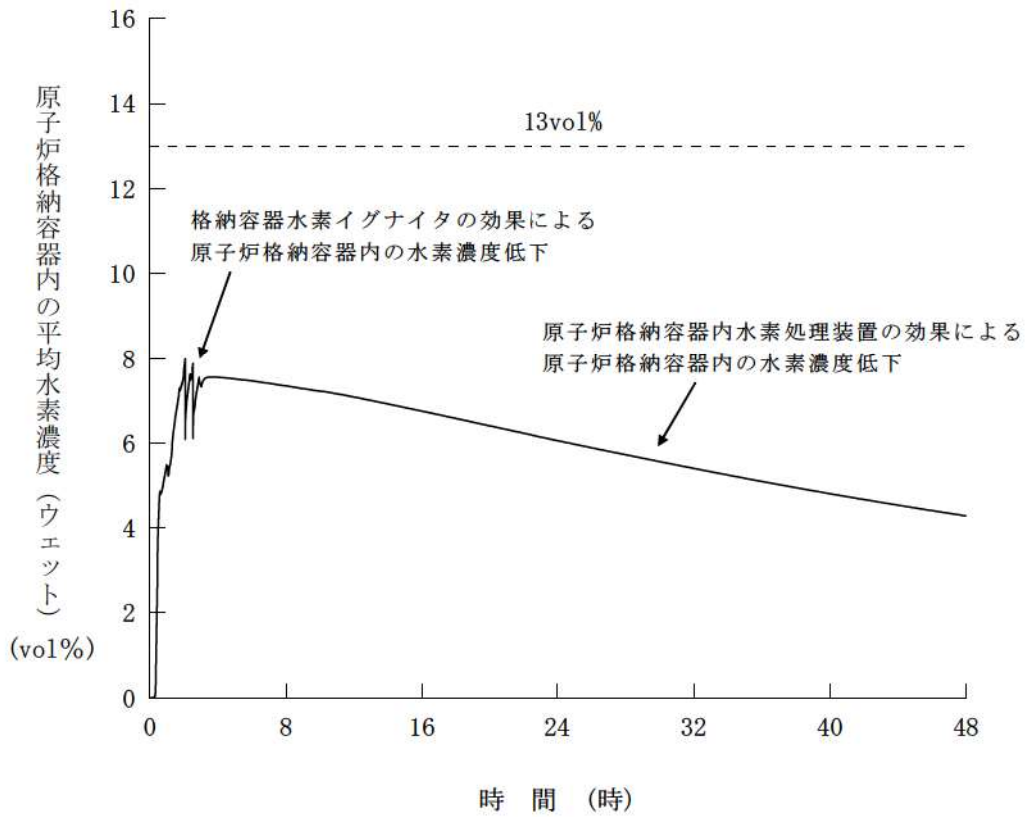


※ 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移は MAAP による解析結果を示している
 ※ 2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

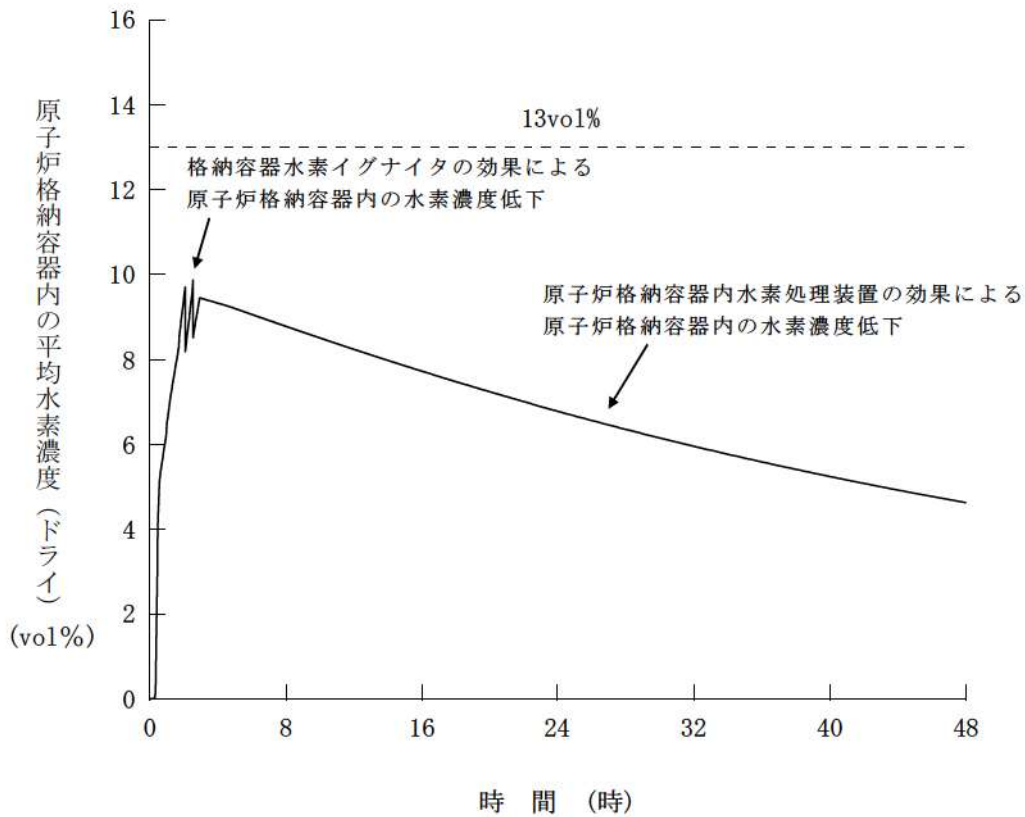
第 7.2.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)



第 7.2.4.15 図 1 次冷却材圧力の推移 (MAAP)



第 7. 2. 4. 16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ウェット) の推移 (格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合)



第 7. 2. 4. 17 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移 (格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合)

格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について

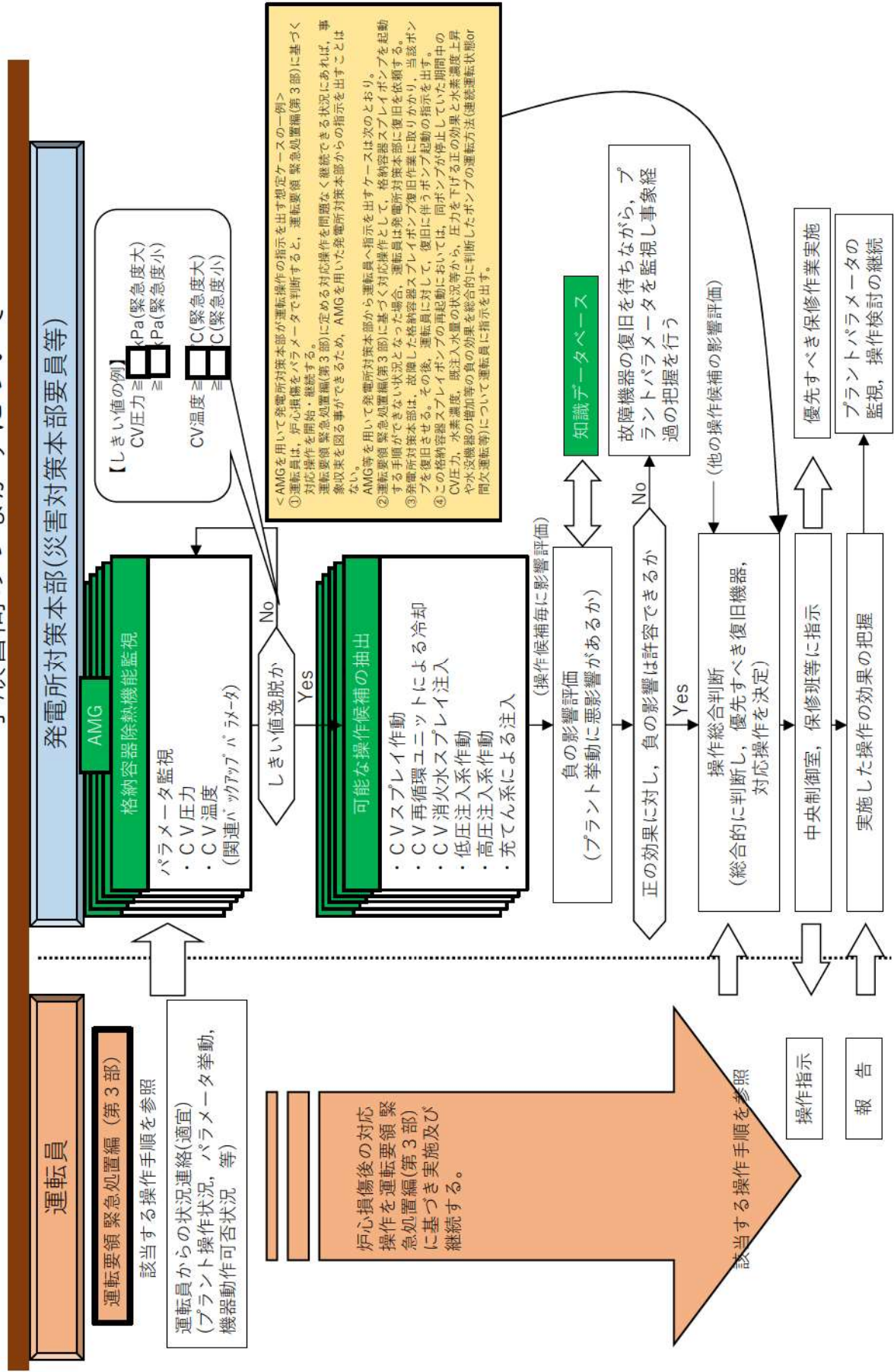
評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の対応中に事象当初から格納容器スプレイポンプが起動しない場合には、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」に包絡される対応となり、現行の体制により対処可能である。また、起動していた格納容器スプレイが停止した場合は、低圧及び高圧注入系の機能回復作業の初期対応を実施する要員により格納容器スプレイ系についても機能回復作業の初期対応を実施することが可能である。なお、高圧、低圧注入系及び格納容器スプレイ系の機能回復作業と並行して代替格納容器スプレイポンプの起動準備を進めるが、代替格納容器スプレイポンプの出入口配管恒設化に伴い、代替格納容器スプレイポンプの起動準備が簡略化されたことから早期の炉心への注水を実施することが可能である。また、炉心損傷と判断した場合には、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器側に切り替えるとともに格納容器スプレイ系の機能回復、格納容器内自然対流冷却操作を優先することになる。

対応する手順については、炉心損傷までの対応を運転要領緊急処置編（第2部）の安全機能ベース手順書「炉心冷却の維持」にて実施し、炉心損傷後の対応を運転要領緊急処置編（第3部）にて対応することが可能であり、期待する機器が動作しないケースでも対応が可能な手順書構成となっている。

格納容器スプレイポンプの起動不能の場合には、不用意な起動を防止する措置を実施後に現場点検を実施することから、故障原因が判明し修理等による原因除去後に格納容器スプレイポンプを起動する場合においては、中央制御室運転員もしくは発電所対策本部が炉心損傷後に用いる泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則を踏まえた^{*}判断を持って起動することとなる。

※ 格納容器スプレイを再起動する際の負の影響評価として、水素濃度に関する影響評価を行う。

運転員及び発電所対策本部(災害対策本部要員等)が使用する 手順書間のつながりについて



□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について

格納容器破損モードのうち水素燃焼の観点で最も厳しい事象として「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定している。以下に選定の考え方を示す。

1. 原子炉格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点から、事故直後の短期間に水素が発生する「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定した。
2. 原子炉格納容器内除熱に成功している事象では、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。
3. 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート相互作用防止の観点から、格納容器スプレイに失敗しても、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを実施する手順であるが、流量が大きくより水蒸気が凝縮する格納容器スプレイに成功する事象の方が、水素燃焼の観点ではより厳しい。
4. 水の放射線分解による水素発生観点から、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量は多く、さらに、スプレイによる注水があった場合には金属腐食及びヒドラジンの放射線分解により水素が発生する。

以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生することに加えて水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素発生量の観点からも厳しい「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定している。

GOTHICにおける水素濃度分布の評価について

GOTHICでは、原子炉格納容器内部を泊3号炉の内部構造に合わせて多数の区画に分割し、質量・運動量・エネルギーの3保存則及び各種構成式等により、区画内で発生した水素の原子炉格納容器内における分布の推移を計算している。

泊3号炉の水素濃度分布評価においては、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画を図1に示すようにノード分割して、原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）設置位置に相当する区画にPARの水素除去性能の評価式を適用し、その区画の水素濃度に応じた水素除去量を求め、区画ごとの水素濃度を評価している。GOTHICにおける原子炉格納容器内のノード分割図を図2に示す。

また、スプレイヘッドの高さに相当するレベル（Lv.2）の9個のノードにおいては、ヘッド位置相当の高さから、体積比で分配した流量のスプレイが降るようにモデル化している。

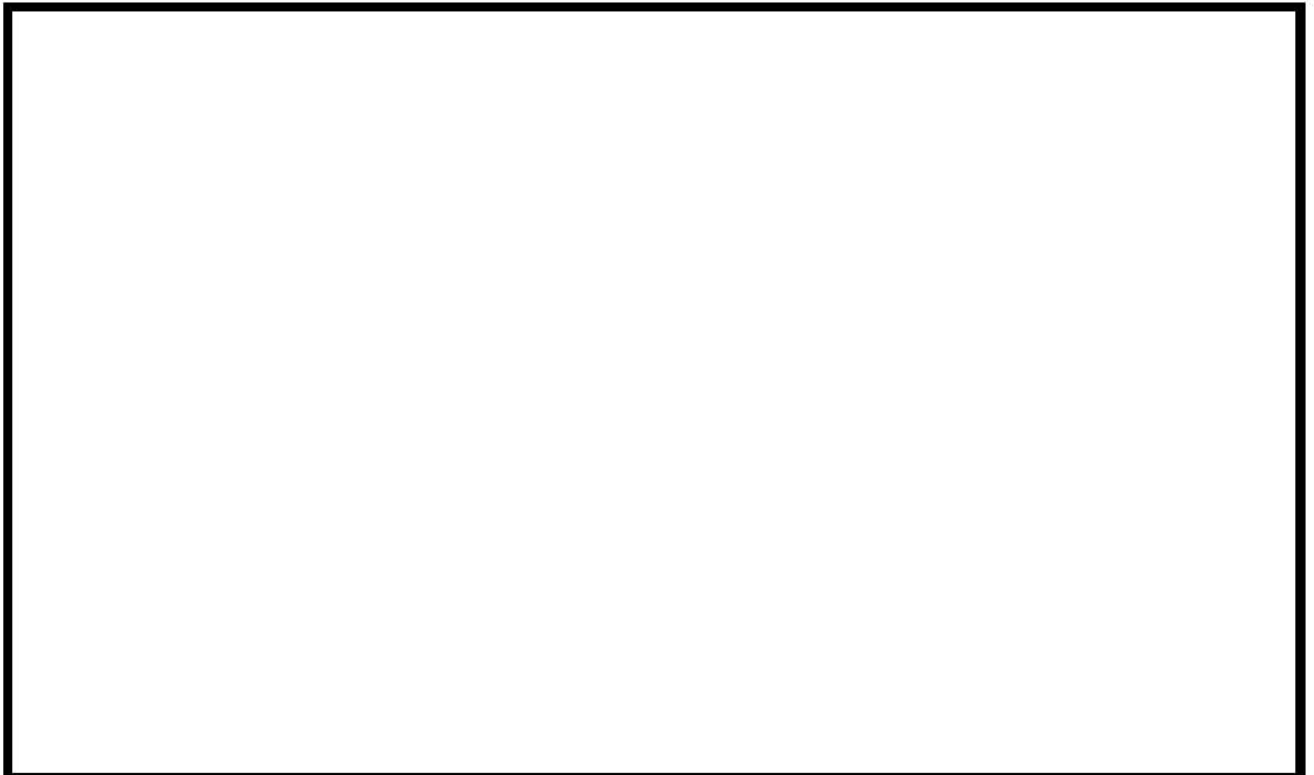


図1 GOTHICによる上部区画の分割図

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

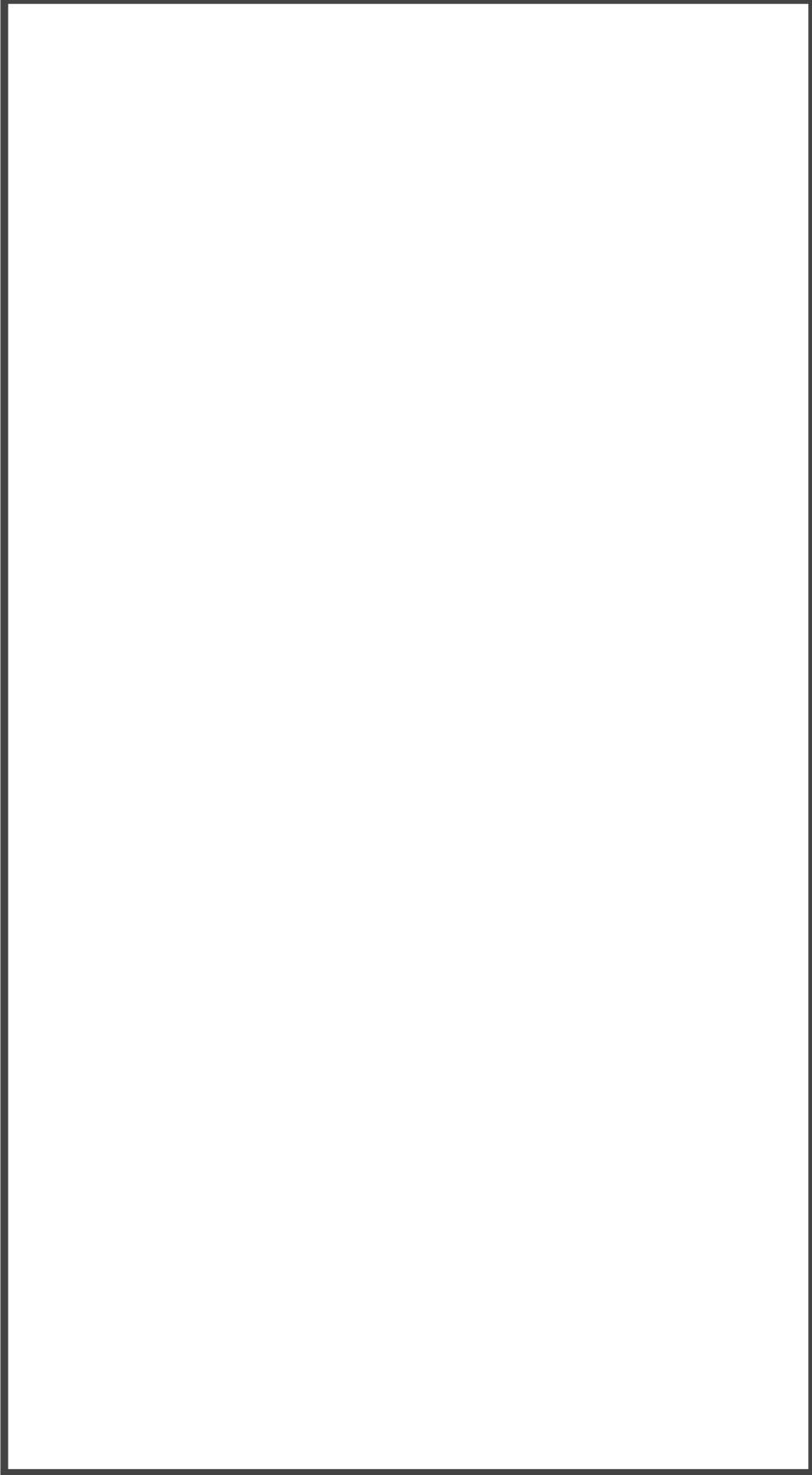


図2 GOTHICコードによる原子炉格納容器のノード分割

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉格納容器内の水素濃度挙動について

上部区画Lv. 1における水素濃度及び水蒸気濃度の挙動を図3及び図4に示す。図3より、上部区画のPARが設置されている区画と設置されていない区画の水素濃度は、全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。したがって、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画では、水平方向及び垂直方向ともに気体の混合が十分に進むため、各区画の水素濃度挙動に大きな差がないことを確認できる。また、上部区画は原子炉格納容器内の大部分を占めるため、原子炉格納容器内全体の水素挙動についても同様に気体の混合が十分に進んでいると判断できる。

また、上部区画の垂直方向Lv. 2及びLv. 3に位置する区画における水素濃度及び水蒸気濃度を図5～図8に示す。図5及び図7を図3と比較すると、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。したがって、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画では、水平方向及び垂直方向ともに気体の混合が十分に進むため、各区画の水素濃度挙動に大きな差がないことを確認できる。また、上部区画は原子炉格納容器内の大部分を占めるため、原子炉格納容器内全体の水素挙動についても同様に気体の混合が十分に進んでいると判断できる。

なお、下部区画における水素濃度の挙動を図9に示すが、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示しているため、原子炉格納容器内の水素濃度は全体平均水素濃度として評価した。

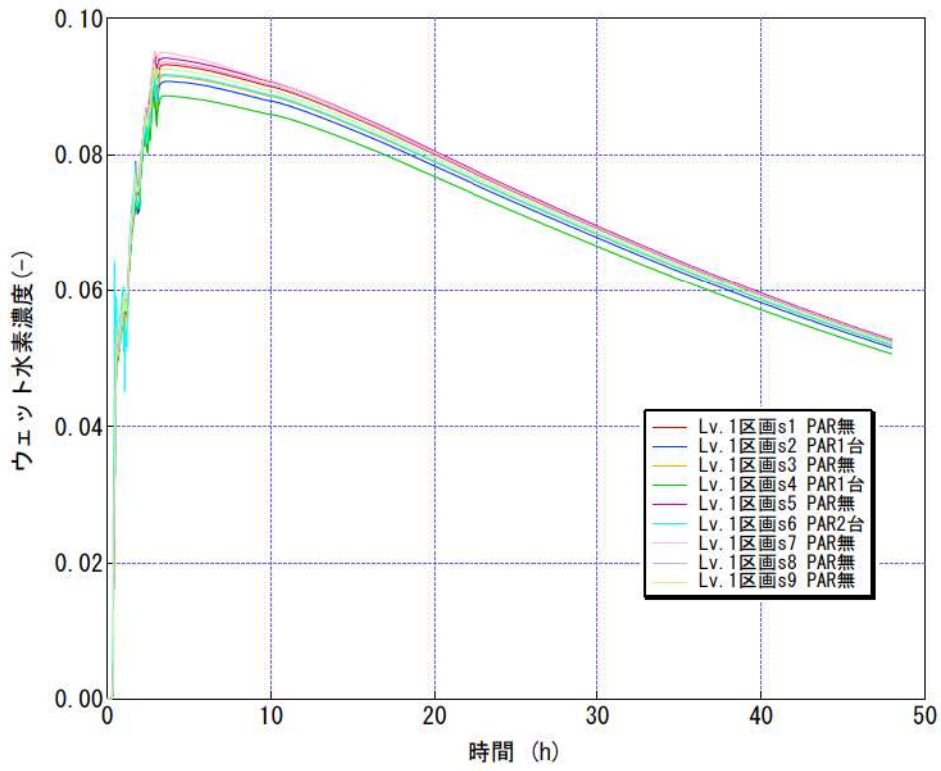


図3 上部区画Lv. 1水素濃度

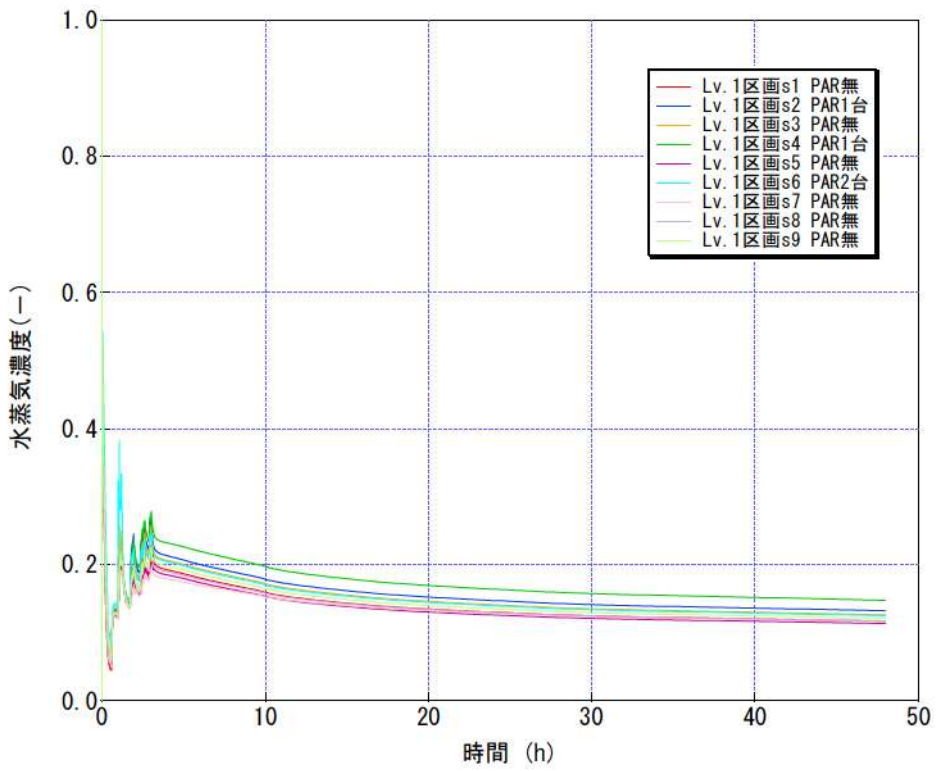


図4 上部区画Lv. 1水蒸気濃度

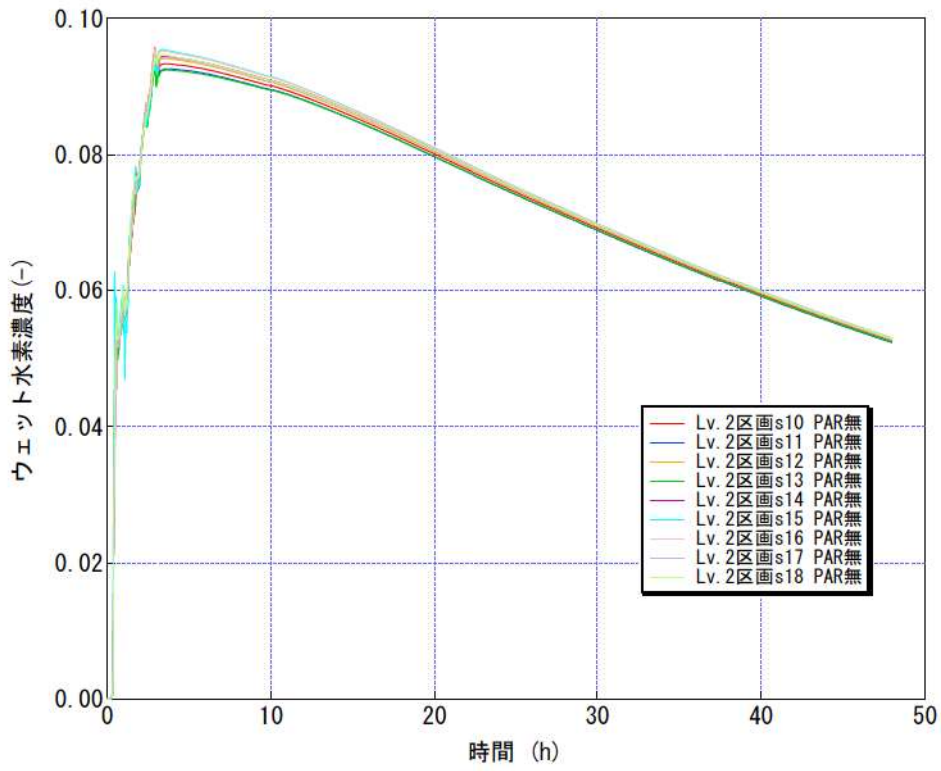


図5 上部区画Lv. 2水素濃度

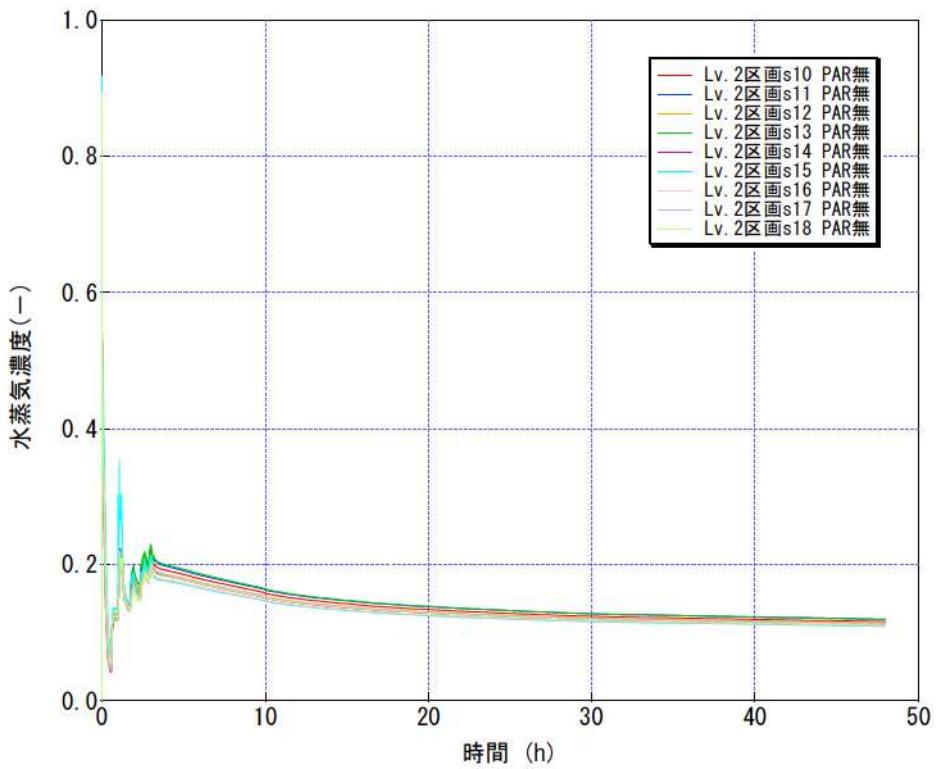


図6 上部区画Lv. 2水蒸気濃度

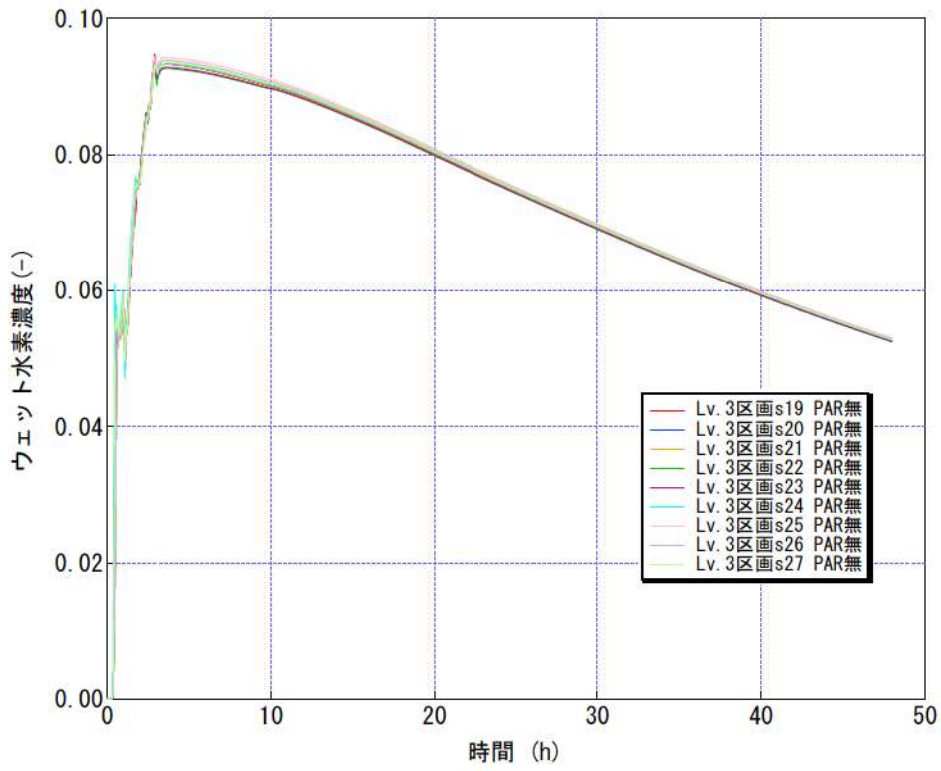


図7 上部区画Lv. 3水素濃度

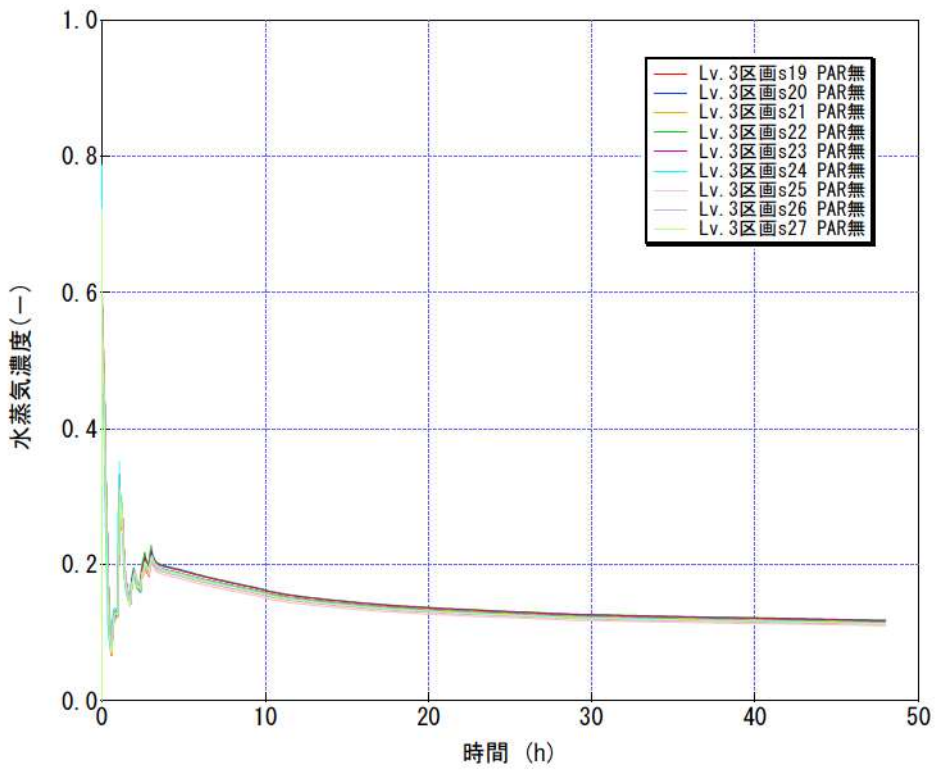


図8 上部区画Lv. 3水蒸気濃度

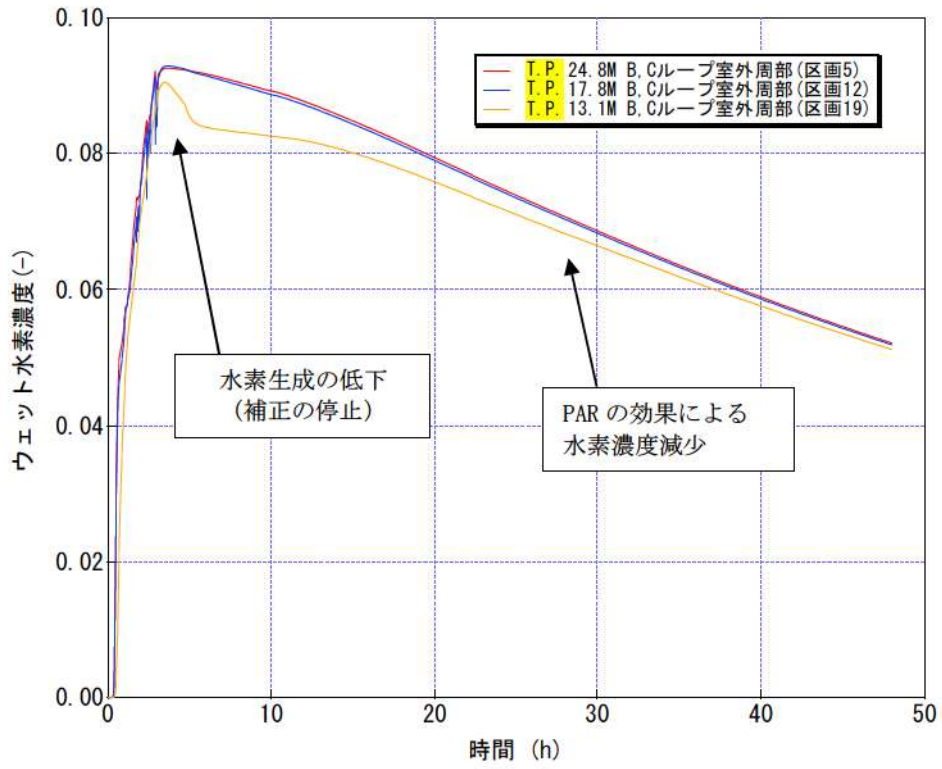


図9 ループ室外周部水素濃度

原子炉格納容器内の局所的な高濃度水素による影響について

破断口があるBループ室[※]及び原子炉下部キャビティでは、炉内Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図11のとおり3元図の爆轟領域に達していない。

したがって、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。

※ 破断口は水素濃度を高めに評価するためにループ室の中で一番体積の小さいBループ室内を仮定

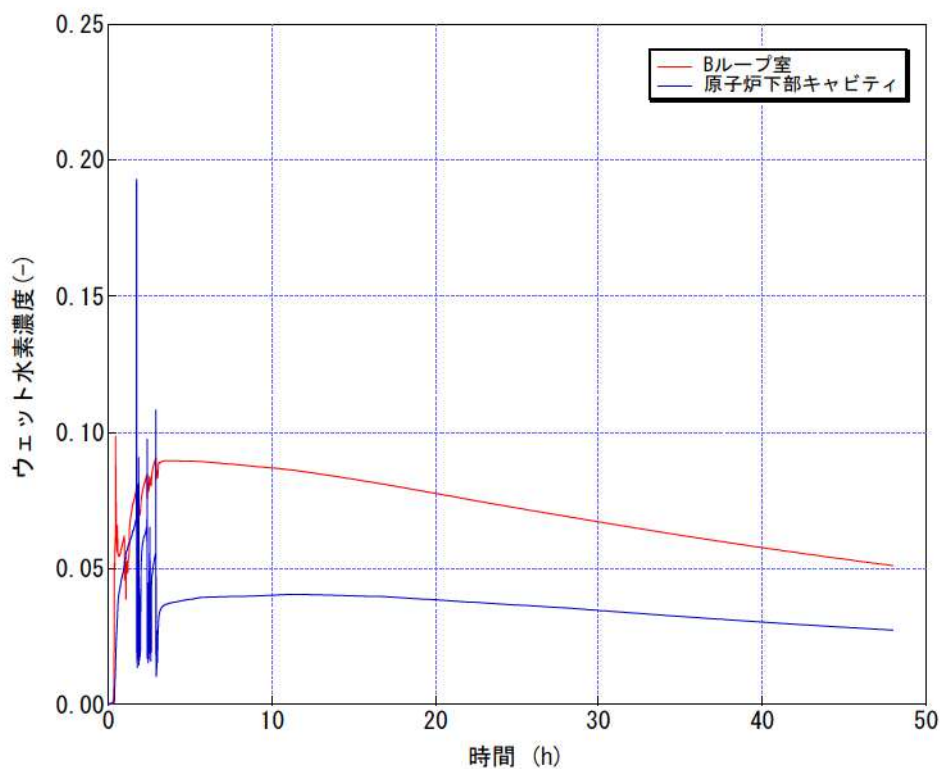


図10 水素濃度の推移

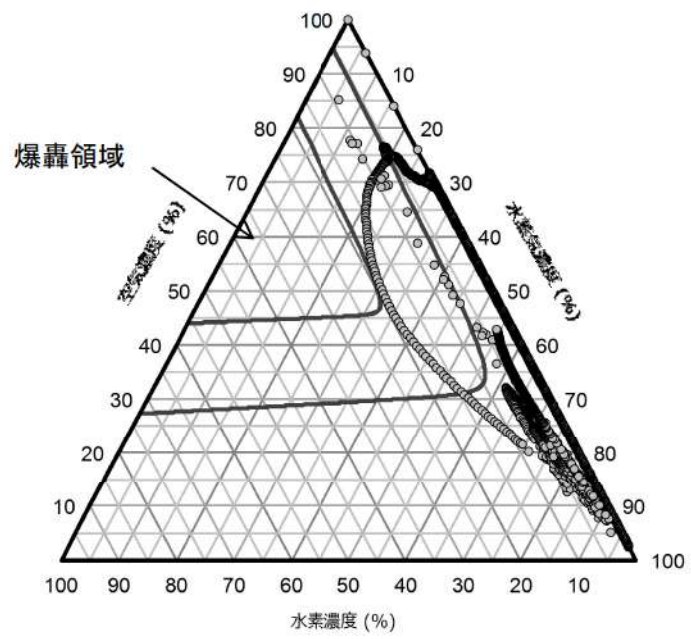


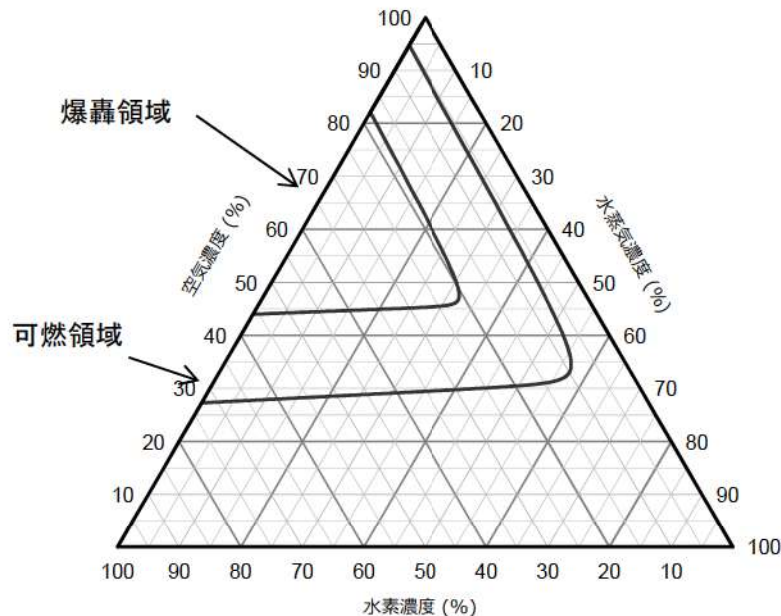
図11 原子炉下部キャビティの3元図

(参考) 水素爆轟に関する国内外の知見について

1. はじめに

本資料は水素爆轟に関する国内外の知見についてまとめたものである。水素が爆轟に至ることがないとする目安としては、以下の知見がある。

- ・ 空気、水素、水蒸気の3元図における爆轟領域に入っていないこと。^[1]



空気、水素、水蒸気の3元図

水素燃焼に関しては種々の検討がなされているが、シビアアクシデント時の水素挙動について体系的に検討された NUPEC による実験・解析についての総括報告書を中心に、爆轟遷移挙動を対象とした大規模実験の情報も対象としている。具体的には以下の3件である。

- ① (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) の大規模燃焼試験
- ② NUPEC/米国原子力規制委員会 (U. S. NRC) /ブルックヘブン国立研究所 (BNL) の高温燃焼試験
- ③ ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験

2. 試験の内容

①NUPECの大規模燃焼試験^{[2][3]}

NUPECの大規模燃焼試験は、過去にNUPECにおいて実施された原子炉格納容器信頼性実証事業の中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。

「可燃性ガス燃焼挙動試験」の目的は、基礎試験及び実炉試験等によって、シビアアクシデント（SA）時の大量生成水素が原子炉格納容器内で燃焼しても、爆轟が生じにくく原子炉格納容器の健全性が脅かされないことを確認すること、また、アクシデントマネジメント（AM）を考慮した場合の燃焼挙動を把握し、その有効性を評価することである。この目的に対して、究明すべき課題として、以下の項目が挙げられている。

- ・ 格納容器内水素混合挙動
- ・ SA時の水素ガスの燃焼挙動
- ・ 水素燃焼時の圧力／温度挙動
- ・ 爆轟への遷移の条件の明確化
- ・ 高温／水蒸気条件下における燃焼挙動

NUPECの大規模燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、国内型PWRの原子炉格納容器多区画形状や事故シーケンス等の実炉条件下における燃焼挙動を究明し、原子炉格納容器の健全性やアクシデントマネジメント（AM）の効果をj確認する目的で平成元年から平成10年に渡って実施された。

NUPECの大規模燃焼試験の試験容器を図1に示す。NUPECの大規模燃焼試験の試験容器は直径8mの球形容器で、実プラントの多区画体系を近似的に模擬するため11区画で構成されている。

NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要を表1に示す。

また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[4]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。

- ・ PWR（運転時空気雰囲気）において、「格納容器の自由体積により水素濃度を13vol%未満（ドライ換算）にできない場合は、水素制御装置を設置」との要件があることについて、NUPECの試験結果（爆轟限界水素濃度15vol%）から妥当と評価。

表 1 NUPEC の大規模燃焼試験の試験結果の概要

NUPEC の大規模燃焼試験より明確化された事項	
水素の爆轟限界	多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度 15vol%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。
水蒸気の影響	水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度 55vol%以上では火炎伝播せず。
圧力の影響	燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。
事故シナリオ模擬	燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイターや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。
着火位置の圧力ピークへの影響	高水素濃度状態 (> 8 vol%) では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。
スプレーによる水蒸気凝縮時の燃焼	圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。

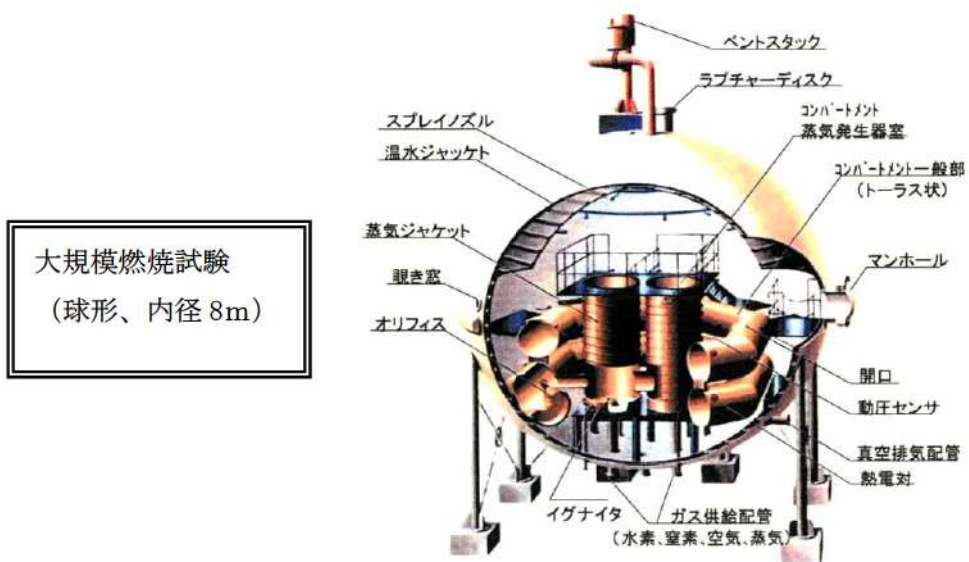


図 1 NUPEC 大規模燃焼試験 試験容器

②NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験^{[2][3][5]}

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は過去に NUPEC において実施された原子炉格納容器信頼性実証事業の中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、SA 時の高温状態を考慮した水素燃焼挙動として高温下における爆轟発生条件を把握する目的で平成3年から平成8年に渡って実施された。

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器を図2に示す。NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器は長さ 21.3m の爆轟管で構成されている。また、この試験容器を用いて、実炉の原子炉格納容器形状では、ベント（連絡通路等の開口部）が無いような通路はほとんど存在しないことからベントの影響を調べるために、NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器（爆轟管）にベント（開口部）がある場合の爆燃爆轟遷移試験（ベントあり）を行っている。

NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要を表2に示す。

また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[2]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。

- ・PWR（運転時空気雰囲気）において、評価条件として「格納容器内局所水素濃度が 13vol%以下、もしくは水蒸気濃度が 55vol%以上」との要件があることについて、NUPEC の試験結果（可燃限界約 55vol%、また水蒸気 25vol%以上の添加で爆轟には至らない）から、十分な余裕があり妥当と評価。

なお、爆燃から爆轟への遷移（DDT）が生じるためには一定の助走距離が必要であり、NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果で測定された助走距離（run-up distance）を図3に示す。図3より、助走距離には水素濃度及び温度に依存性があり、水素濃度を低下させる又は初期温度を増加させると助走距離が長くなることが示されている。

表2 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要

NUPEC の大規模燃焼試験より明確化された事項	
水素の爆轟限界	爆轟管の形状では、水素濃度 10vol%でも爆轟に至る可能性あり。
水蒸気の影響	実炉で想定される水素濃度 15vol%以下の領域では水蒸気濃度 25vol%以上では 650K (約 377℃) の高温でも爆轟には至らず。
ベント効果	爆轟管の側方に設置された開口部 (4 か所) で火炎は減速 開口部の存在により爆燃爆轟遷移 (DDT) 水素濃度限界は 2~4vol% 上昇

高温水素燃焼試験装置 (HTCF)
(爆轟管による試験) (内径 0.27m、長さ 21.3m、耐圧 10.1MPa)

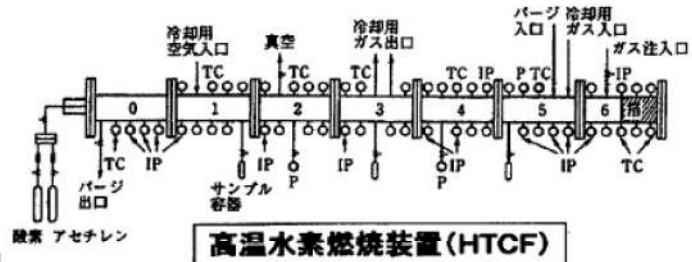


図2 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験 試験容器

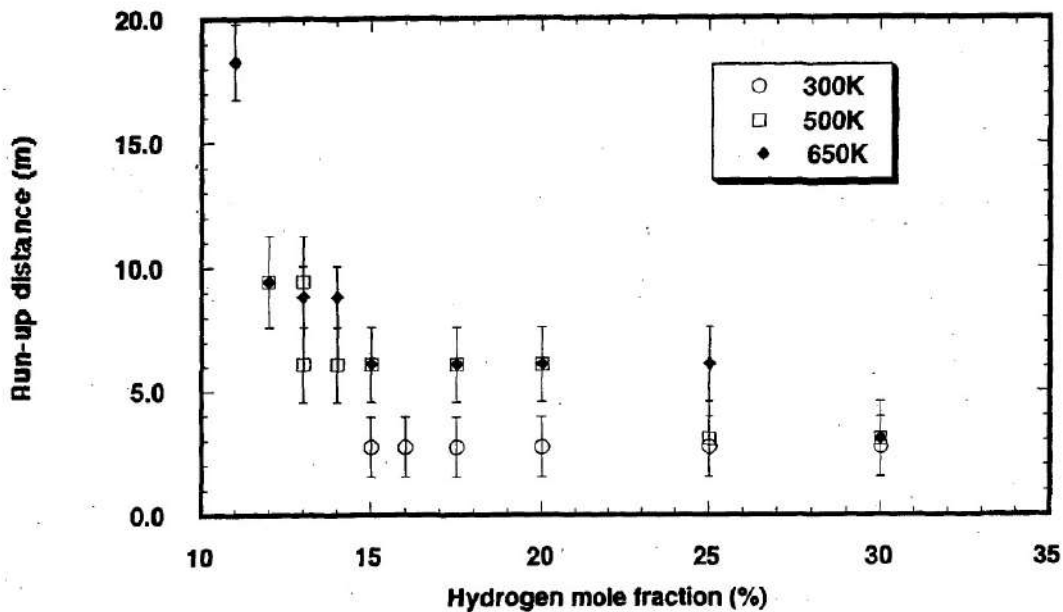


図3 NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験で計測された助走距離

③ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験^{[3][6]}

RUT 試験の試験装置は、ロシアのクルチャトフ研究所の幅 2.3m（一部 6.3m）、高さ 2.5m、長さ約 70m、体積約 480m³の回廊状の燃焼装置で、OECD/EU の委託により爆轟試験が実施されている。RUT 試験装置を図 4 に示す。また、表 3 に RUT 試験の試験条件と結果の概要を示す。

試験条件として、初期大気圧近傍、水素濃度最大 60vol%、水蒸気濃度 0～30vol%、閉塞率 30%～60%の障害物を 12 個配置した予混合状態での爆轟試験が実施された。水蒸気を含まない（ドライ条件）シリーズの試験及び水蒸気混合を含むシリーズの試験が実施され、これらの結果より、回廊状の細長い閉塞空間（約 70m）に閉塞率の大きい障害物が多数存在する場合には、障害物により生じる乱流の影響により常温でも水素濃度 12.5vol%（ドライ）の比較的低い水素濃度で爆轟に至ることが明らかにされている。また、水蒸気濃度が 15vol%存在すると爆轟には至らないこと等も明らかにされている。

表3 RUT試験の試験条件と結果（水蒸気無し）

Test #	H ₂ % vol.	BR, %	Explosion regime (Comments)	D _{cj} , m/s	D _{exp} , m/s	P _{cj} , Bar
11	12.5	30	DDT	1405		9.1
12	11	30	Deflagration	1334	-	
13	11	30	Deflagration	1334	-	8.25
14	12.5	30	DDT	1405		
15	12.5	30	DDT	1405	1240-1690	9.1
16	12.5	30	DDT	1405	1360-1650	9.1
17	11	30	Deflagration	1334	-	8.25
18	9.8	0	Deflagration (slow)	1273	-	7.53
19	12.5	0	Deflagration (slow)	1405	-	9.1
20	14	0	Deflagration (slow)	1472	-	9.9
21	12.5	60	Deflagration	1405	-	9.1
22	14	60	DDT	1472	1480	9.9
23	11.2	60	Deflagration	1344	-	8.37

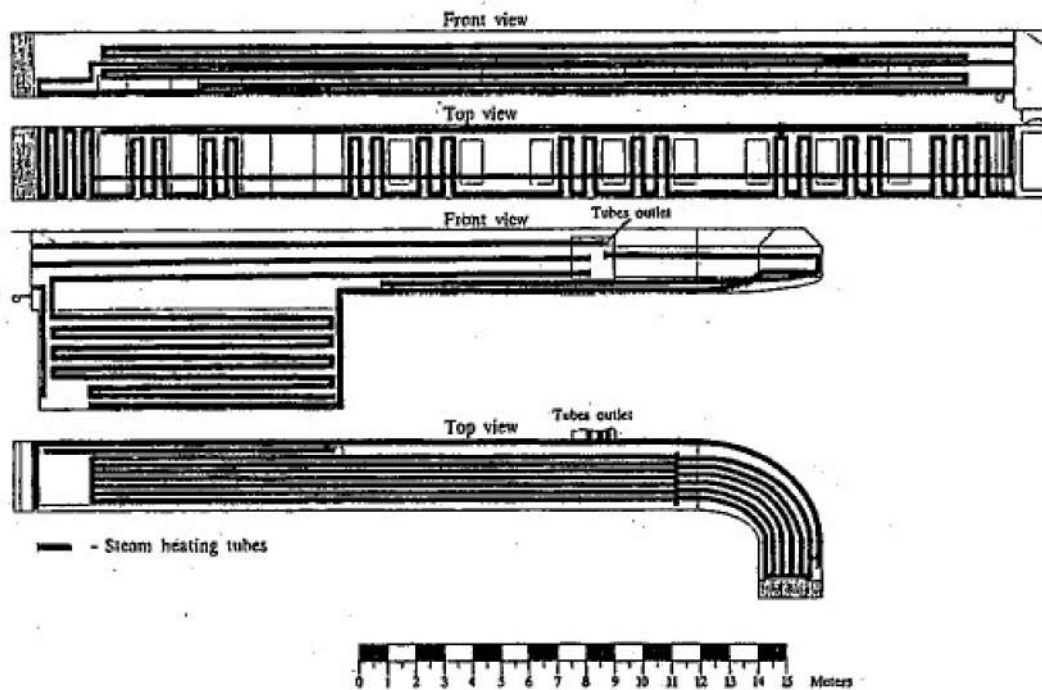


図4 RUT試験装置

3. まとめ

解析結果において、原子炉下部キャビティにて比較的高い水素濃度（約 19vol%）となっているが、3 元図では爆轟領域に入らないことを確認している。なお、RWSP 全量注水時の原子炉下部キャビティの水面から原子炉容器フランジ部までは約 10m、ICIS の貫通部入口までは約 3m しかなく、そこから先はそれぞれ燃料取替キャビティ（約 1,300m³）、ループ室外周部（約 1,500m³）の広い開放空間となっている（図 5）。また、多区画形状の効果や途中の開口部の効果により火炎加速が抑制されること、水蒸気による燃焼抑制効果も確認されており、実際のプラントにおいては通路部に必ず側方開口部があるため、この区画で火炎の加速により爆轟に至る可能性は低いと考えられる。

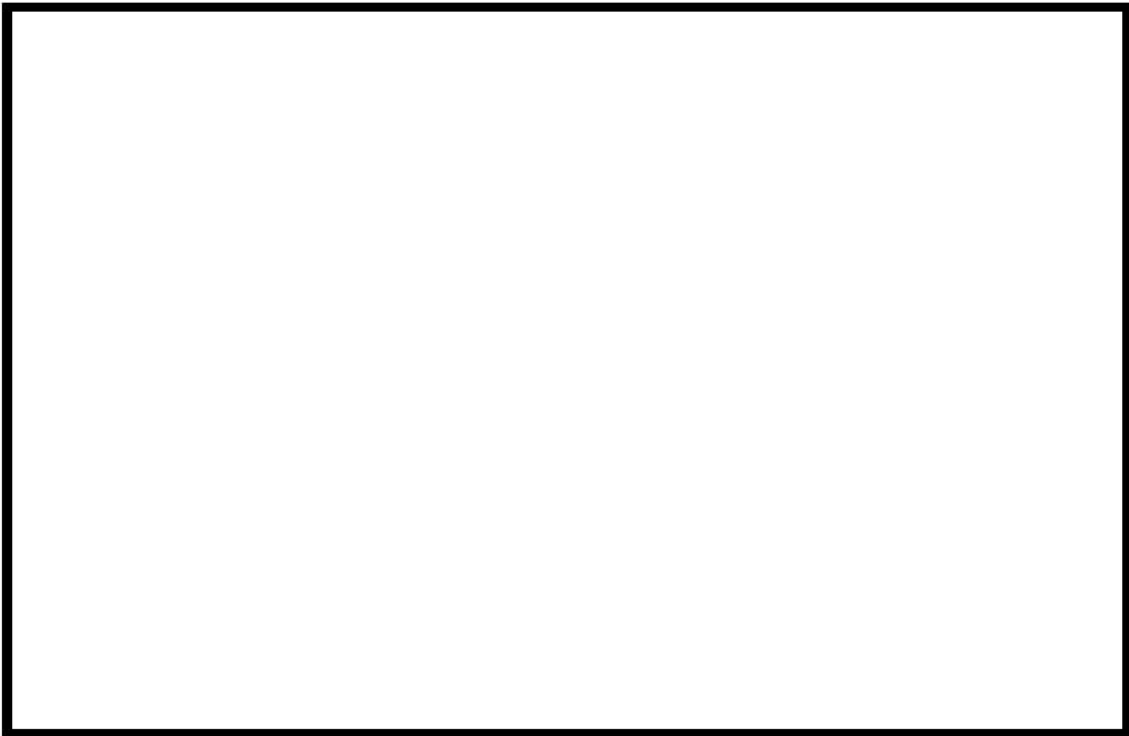


図 5 原子炉下部キャビティ水面からの距離

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. 参考文献

- [1] Z.M. Shapiro, T.R. Moffette, "HYDROGEN FLAMMABILITY DATA AND APPLICATION TO PWR LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT", WAPD-SC-545, U.S. Atomic Energy Commission, Pittsburgh, PA, 1957, 13 pp.
- [2] 財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）
- [3] 財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書
- [4] 財団法人 原子力安全研究協会 1999 年 4 月 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン
- [5] NUREG/CR-6509, The Effect of Initial Temperature on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition Phenomenon, May 1998
- [6] S. Dorofeev, V. Sidorov, Large-scale Experiment and Scaling of DDT conditions in Hydrogen-Air-Steam Mixtures - An Overview, SARJ Workshop, Yokohama, Japan, October 6-8, 1997. JAERI-Conf 98-009

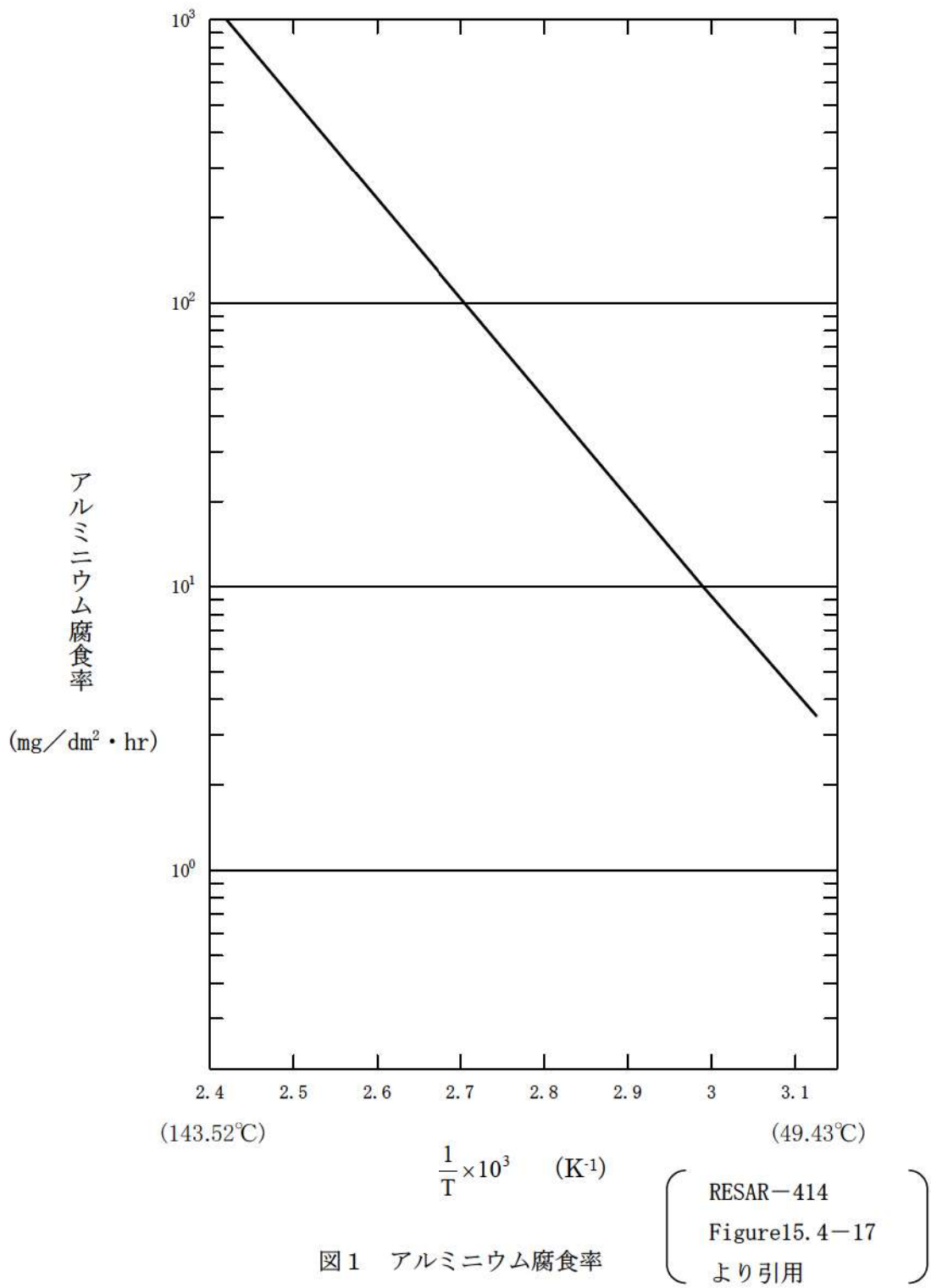
重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について
(水素燃焼)

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表 1 に示す。

表1 システム熱水力解析用データ
(水素燃焼)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量	20, 200kg	燃焼集合体のみの最大全炉心内の Zr 質量
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 格納容器スプレイポンプ i スプレイ台数 ii 容量 iii 薬品形式 2) 原子炉格納容器内水素処理装置 i 台数 ii 性能	注入時 : 2 台 再循環時 : 2 台 <input type="text"/> m ³ /h (1 台当たり) ヒドラジン 5 個 1. 2kg/h (1 個当たり) (水素濃度 4 vol%、圧力 0. 15MPa[abs]時)	最大値 (設計値に余裕を考慮した値) 設計値 配備台数 設計値
(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	高温側配管 完全両端破断	
(4) 水の放射線分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i 実効 G 値 2) 金属腐食 i 金属量及び表面積 重量 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> 亜鉛 重量 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> ii 腐食率 3) 放射線によるヒドラジンの分解 i 実効 G 値 ii ヒドラジン重量	炉心水 : 0. 4 分子/100eV サンプル水 : 0. 3 分子/100eV アルミニウム 重量 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> 亜鉛 重量 <input type="text"/> 表面積 <input type="text"/> 図 1 及び図 2 参照 0. 4 分子/100eV 700kg	設計値に余裕を考慮した値 設計値に余裕を考慮した値 亜鉛の腐食量については、pH4. 5 の腐食量を使用 設計値に余裕を考慮した値

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



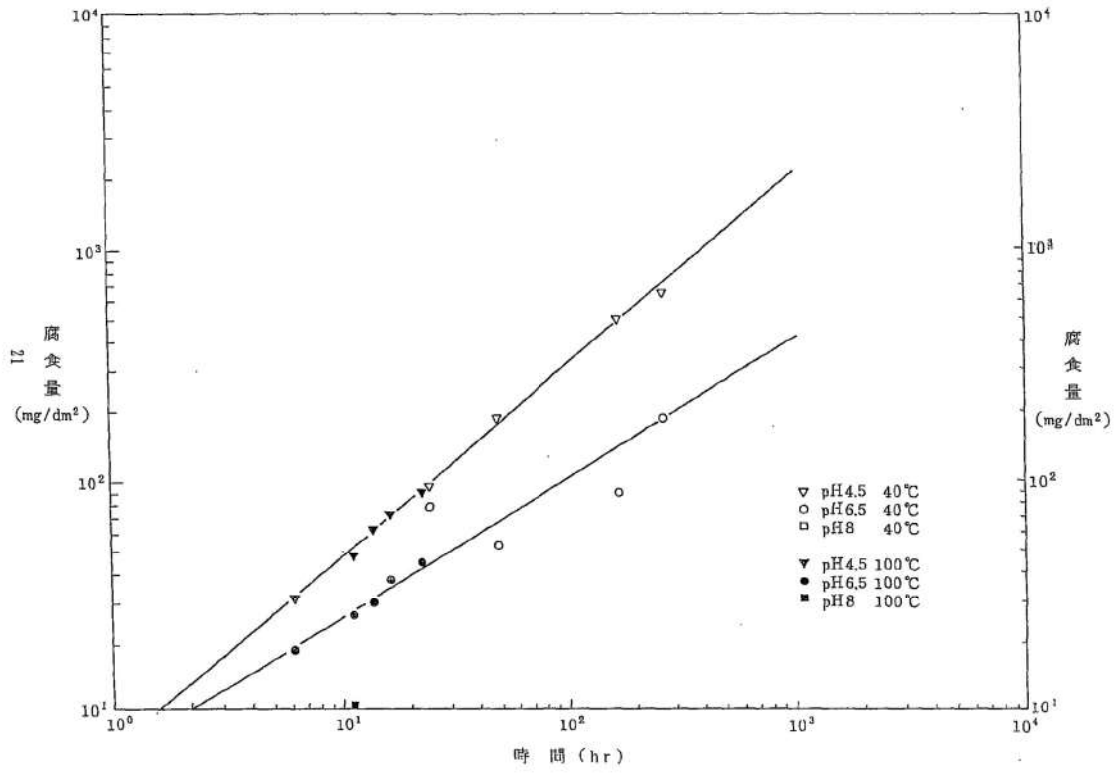


図2 亜鉛腐食率

水の放射線分解等による水素生成について

1. 有効性評価において考慮する水素発生要因について

「水素燃焼」に関する有効性評価では、炉心損傷を伴う重大事故（SA）発生時における格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、水素の発生について評価を行っており、Zr-水反応による水素生成以外にも、以下の水素発生要因を考慮している。

- (1) 炉心水、原子炉格納容器内水の放射線分解
 - (2) 金属腐食反応
 - (3) 放射線によるヒドラジン分解（格納容器スプレイに添加される薬品）
- 水素発生量の内訳を図1に示す。

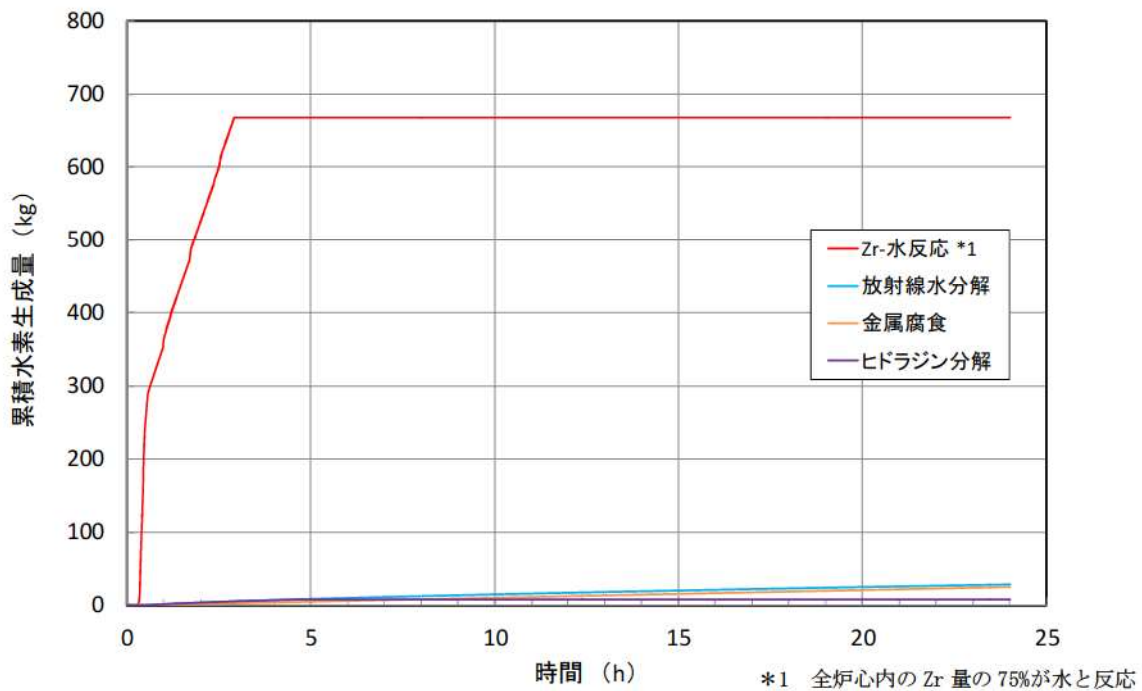


図1 水素生成量の内訳

2. 水の放射線分解による水素生成について

水が放射線エネルギーを吸収すると、一部は放射線分解して水素と酸素が生成される。

本評価では、この水素生成割合を、炉心水については 0.4 分子/100eV、サンプル水については 0.3 分子/100eV とし、重大事故時における水の放射線分解による水素の発生について、以下のとおり評価している。

(1) 水素発生過程

放射線（ γ 線、 β 線）による水の分解については以下を考慮している。

- ①原子炉容器（以下、「RV」という。）内の燃料及びデブリ中の放射性物質（以下、「FP」という。）による炉心内冷却水の分解
- ②原子炉格納容器（以下、「CV」という。）内液相部の FP によるサンプル水の分解
- ③CV 内に放出されたデブリ中 FP によるサンプル水の分解

(2) 水素発生率評価の概要

事故時に炉心から放出され、RV 内、及び CV 内に移行する FP 量は、事象進展によって変化する。また、FP 自身の線源強度も放射性崩壊によって変化するため、水の放射線分解による水素発生率も時間によって変化する。水の放射線分解については、これらの時間変化を考慮し、水素発生率を評価している。

図 2 に評価のフローを示す。まず、MAAP によって RV 内及び CV 内の各区画の FP 割合が得られ、ORIGEN を用いて炉心内蓄積 FP 量（線源強度）の時間変化を考慮し、MAAP 結果と合わせて各区画の線源強度（eV）を算出する。ここで得られる線源強度と G 値（分子/100eV）を用いて、各区画における水素発生率を評価している。

MAAP におけるノード分割図を図 3 に示す。また、各区画の水位・水温及び線源強度をそれぞれ図 4～図 7 に示す。

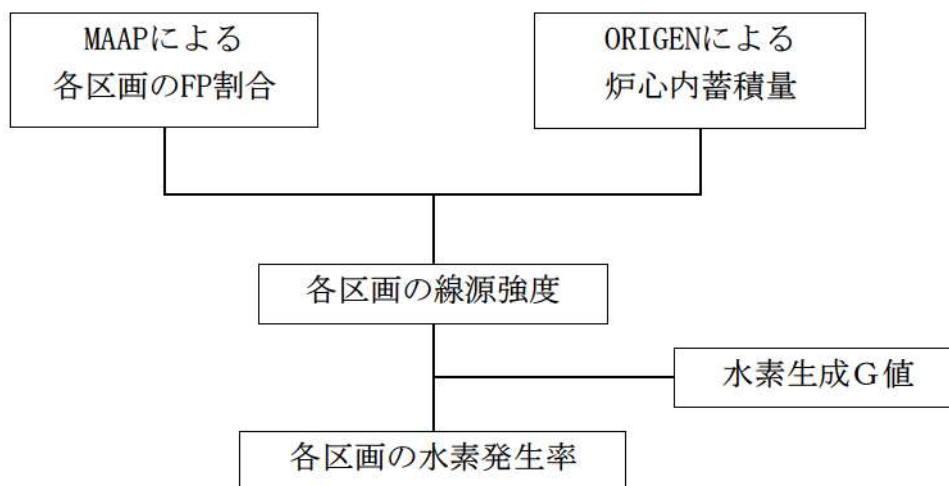


図 2 水の放射線分解による水素発生率評価フロー図

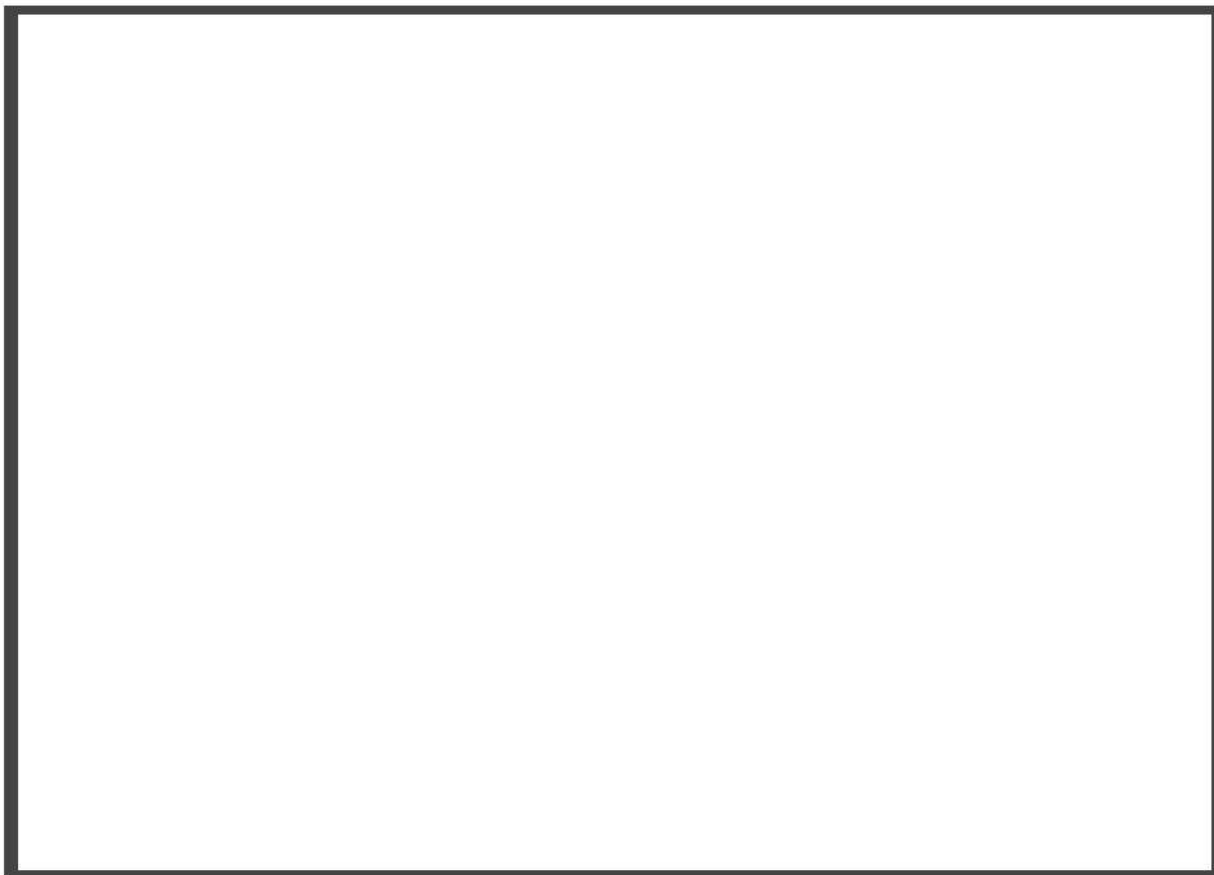


図3 MAAPにおけるノード分割図

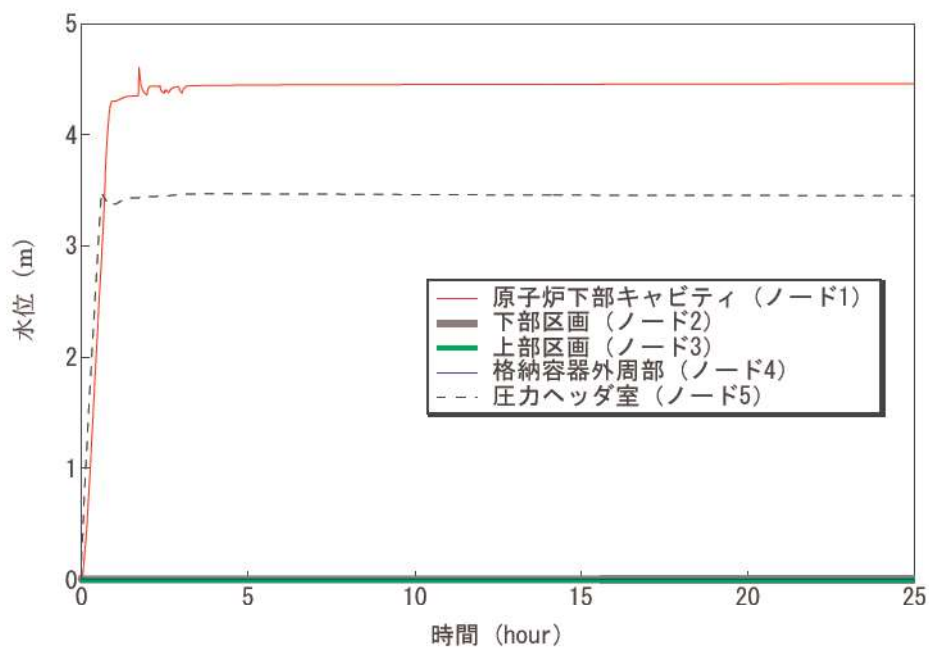


図4 各ノードにおける水位

□: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

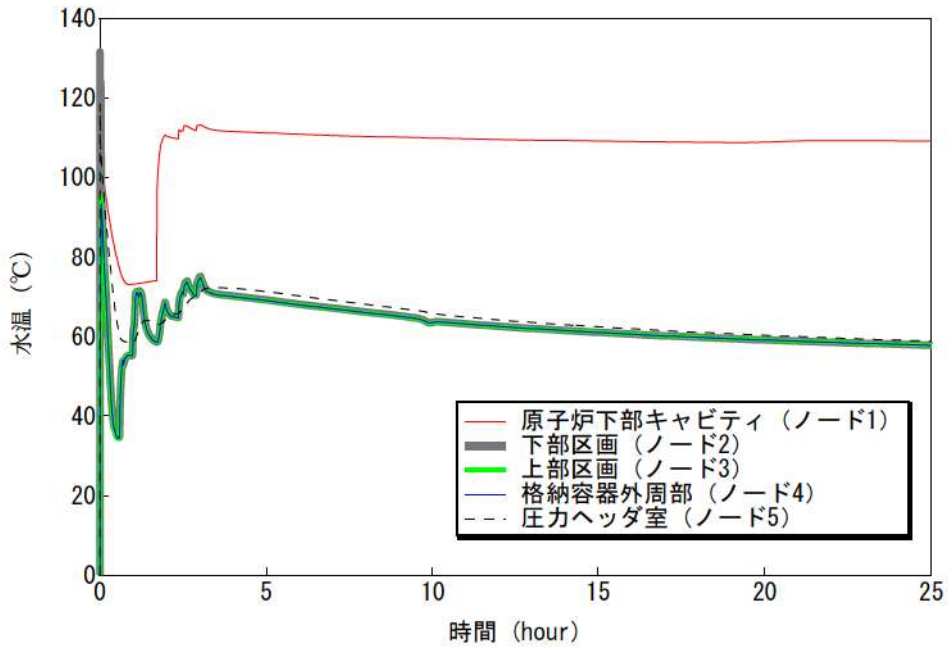


図5 各ノードにおける水温

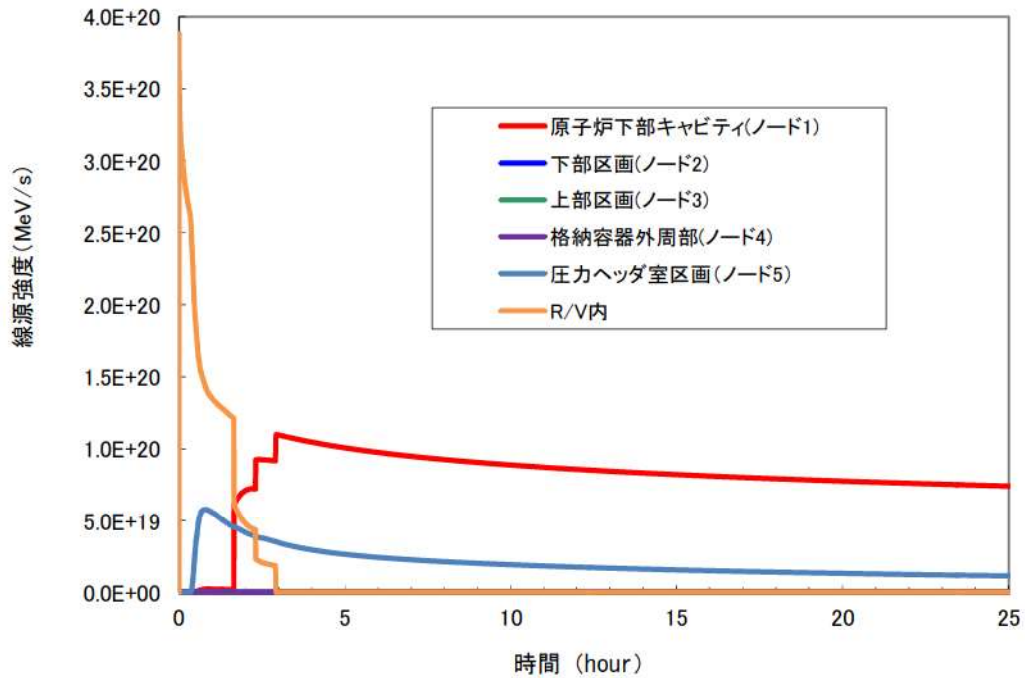


図6 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する線源強度

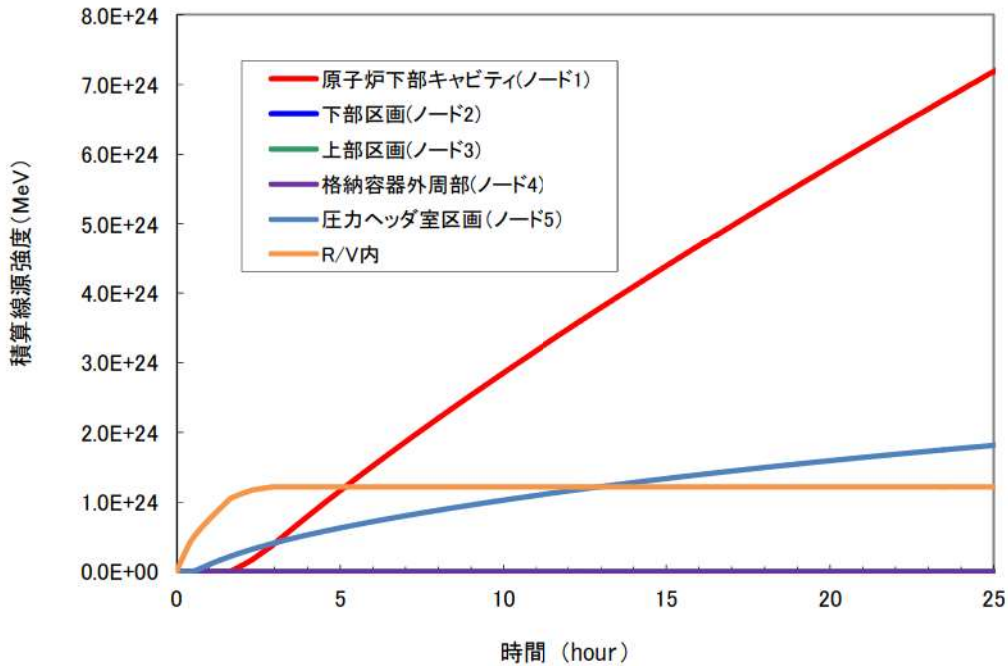


図7 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する積算線源強度

(3) 水の放射線分解による水素生成に使用するG値について

CVの破損防止のうち、水素燃焼に係る解析で考慮している水の放射線分解による水素生成では、以下のG値を使用している。なお、水の放射線分解による水素生成割合は、初期の水素生成割合（初期G値）に比べて、水素の再結合反応により小さくなるのがわかっており、正味の水素生成割合としての実効G値を使用する。

炉心水	0.4 分子/100eV
サンプル水	0.3 分子/100eV

これは、「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）（以下、「公開文献」という。）において、PWRプラントの設計基準事故状態を想定した試験等に基づき設定したものである。

炉心水とサンプル水の実効G値の違いは、主に水の流動状況及び着目する体系における放射線照射領域の違いにより、生成した水素の再結合の状況が異なることに起因する。炉心水の場合、水の流動があり、照射領域が炉心部のみであることから、照射領域から水が流れ出ると、後述②の式で示す放射線照射で生成された水素とOHラジカルの再結合反応について、OHラジカルの寿命が非常に短いため、その反応が少なくなる効果をもたらす。サンプル水の場合、水の流動が無く、水中に溶け込んだ放射性物質により、全体が照射さ

れるため、水素と OH ラジカルの再結合の効果により、炉心水に比べて実効 G 値は小さくなる傾向となる。

G 値に影響を及ぼすと考えられるパラメータのうち、重大事故時と設計基準事故時で異なると考えられるパラメータ、その G 値への影響及び評価に使用した G 値の重大事故時への適用性について、本文献をもとに以下のとおり整理した。(詳細は次頁以降参照)

表 1 重大事故時の実効 G 値への影響

パラメータ	重大事故時における G 値への影響及び適用性
FP 等の不純物	<p><u>FP 等の不純物が増加すると G 値は増加するが、その影響はよう素が支配的。</u></p> <p>重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献の G 値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献の G 値を上回ることにはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献の G 値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>
吸収線量	<p><u>吸収線量が増加すると G 値は低下する。</u></p> <p>重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献の G 値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用した G 値を上回ることにはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献の G 値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>
温度	<p><u>G 値は、炉心水については 60℃ 付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。</u></p> <p>重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度 (49℃) 程度～約 120℃ 程度になると考えられる。評価に使用した文献の G 値は、炉心水については 60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献の G 値を上回ることにはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献の G 値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>

以上のとおり、評価に使用した G 値は、重大事故時の水の放射線分解による水素生成にも適用可能と判断している。

1) FP 等の不純物の影響

重大事故においては設計基準事故では考慮していなかった大量の Cs 等の放出があることから、FP 核種等の不純物に対する G 値へ影響について示す。

公開文献*1 内で実施された試験においては、よう素以外の不純物として構造物等に含まれる Fe、Ni を代表として用いている。

ここで、Fe には Fe^{2+} と Fe^{3+} が存在し、下記の反応によって OH ラジカル ($\text{OH}\cdot$) と反応する。



この反応によって OH ラジカルが消費され、下記の水素再結合反応が妨げられる方向に働く。



この結果、 H_2 濃度が高くなる傾向となることから、Fe の量が増加すると実効 G 値は増加する。そのため、公開文献*1 内では不純物の影響として確認の試験を実施している。

ただし、①の反応は、よう素イオン (I^-) の下記反応と競合する。



I^- 濃度が十分高ければ、①よりも③の反応が支配的となり、①の反応の寄与は無視できることから、不純物による影響は小さいと公開文献*1 では結論付けている。

一方、よう素以外の不純物で H_2 濃度に影響を与える可能性のある元素としては、上述した Fe や I の様に

- (a) 水中への溶解度が高い
- (b) 異なる価数をもったイオンが存在する

ものが挙げられる。

NUREG-1465 に示されている元素グループのうち上記 (a) と (b) をともに満たす元素としては、よう素 (I)、臭素 (Br) 以外にはない。ここで、よう素濃度については、炉心内の全よう素がスプレイ水に溶け込んだ*2 としても、公開文献*1 で実施されているよう素濃度 (20ppm) を超えることはない。また臭素については、よう素の炉心内に蓄積された質量に対して 1 桁程度小さいことから、その不純物濃度への寄与は試験で設定されているよう素濃度に包含されていると考えられる。

以上のことから、重大事故時の不純物に対しても、適用可能であると考えられる。

*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」
(MHI-NES-1013、平成 11 年 12 月)

- *2 泊3号炉の全よう素量は約20kgであり、スプレイ水の水量は約1400m³(ここでは、簡易的に1m³=1tとする)である。したがって、全よう素がスプレイ水に溶け込んだとしても約15ppmであり20ppmを超えることはない

2) 吸収線量の影響

a. 炉心水の実効G値

炉心水の水素生成量に対する吸収線量の影響を図8に示す。先に述べた水の流動等の影響により、水素再結合の効果が小さく、吸収線量の増加に伴う実効G値の低下は小さい(実効G値はほぼ一定)。

後述する温度の影響で示すように図8の試験条件は、実効G値が最大となる水温60℃のものであり、これに基づき0.4分子/100eVの設定としている。したがって、吸収線量の増加とともに水素生成量は増加するものの、SA環境下の評価で、この実効G値を適用することは可能であると考えられる。

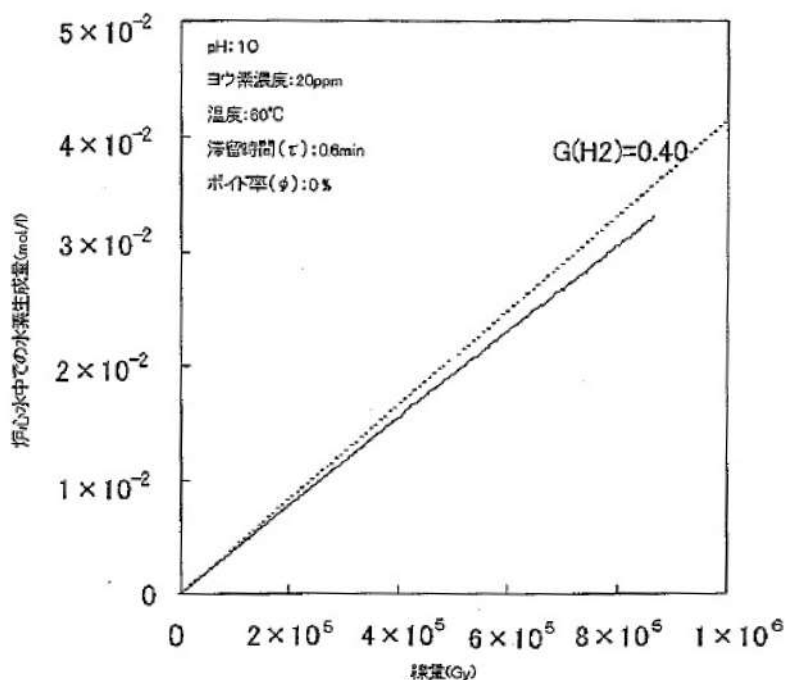


図3.2-9 実効G値への吸収線量の影響(非沸騰)

図8 公開文献^{*1}にて水素生成量と吸収線量の関係を示した図(炉心水)

*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」(MHI-NES-1013、平成11年12月)

b. サンプル水の実効G値

公開文献*1 においては図9に示すとおり吸収線量が増加するほどG値が低下することが確認できる。これは、水素濃度が高くなるにつれて、②で示した水素再結合反応の寄与が大きくなることで水素の生成が抑えられ、吸収エネルギー当たりの水素発生量が小さくなるためである。

公開文献では、この試験結果に基づき 0.3 分子/100eV と設定しているが、SA 環境下でさらに吸収線量が増加したとしても、実効G値は低下することから、この値を適用することは可能であると考えられる。したがって、重大事故時に吸収線量が増加したとしても適用可能であると考えられる。

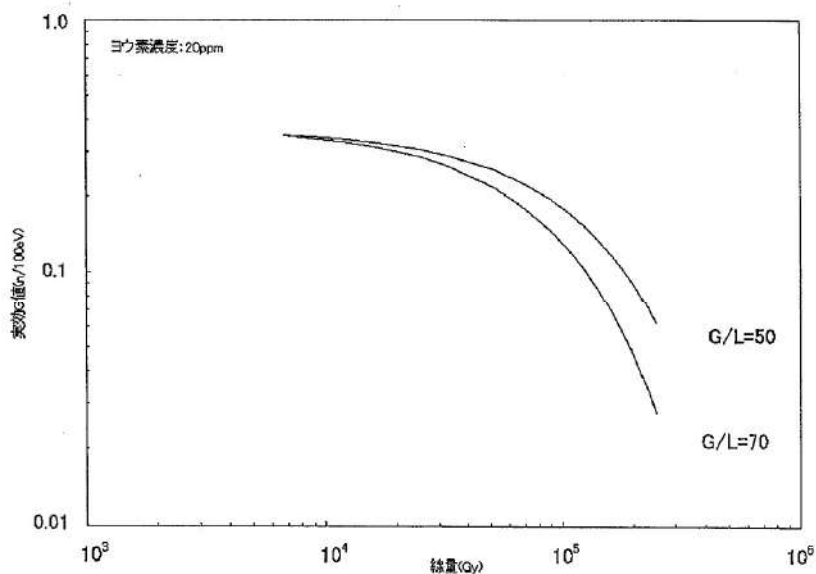


図3.2-4 実効G値と吸収線量との関係

注) 図中のG/Lは気液体積比を表す

図9 公開文献*1にて実効G値と吸収線量との関係を示した図（サンプル水）

*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」
(MHI-NES-1013、平成11年12月)

3) 温度の影響

吸収線量同様に温度については、図10に示すとおり、炉心水では60℃で最大となっており、60℃におけるG値を包含するようなG値が設定されており、重大事故時の炉心水においても適用は可能であると考えられる。

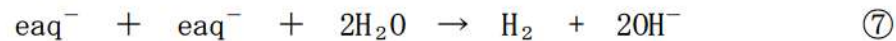
一方、サンプル水については、公開文献にて「実効G値は温度が高くなるほ

ど小さくなる傾向がある」との記載がある。その理由を以下に示す。

水中に生成した水素が気相中に移行する過程において下記の水素再結合反応によって水素生成が妨げられる。



④の反応には、温度依存性があるが、以下に示す水素生成反応の温度依存性に比べて、活性化エネルギーが高い。



注) eaq⁻は水和電子を表す。

このため、高温になるほど⑤～⑦に比べて、④の反応が起きやすくなる。この結果、高温で水素生成のG値が低くなる。

以上のことから、重大事故時のサンプル水においても適用は可能であると考えられる。

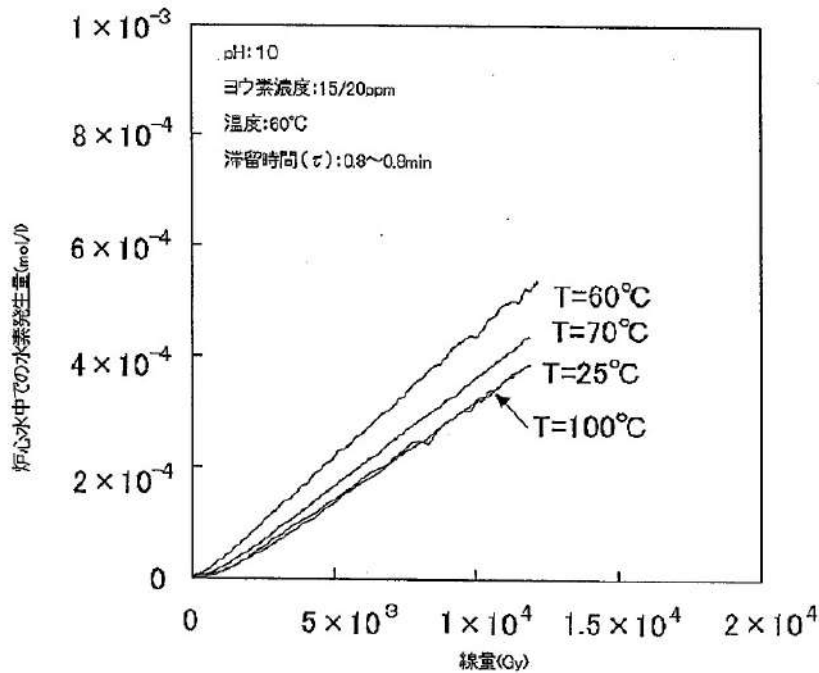


図3.2-6 実効G値への温度の影響

注) 滞留時間 (τ) は、0.6~0.8minである。

図10 公開文献*1にて実効G値と温度との関係を示した図

*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」(MHI-NES-1013、平成11年12月)

4) 原子炉下部キャビティ水の放射線分解に対する考察

炉心水においては照射領域^{*3} (炉心部) と非照射領域^{*4} (炉心部以外) を循環する流動^{*5} があり、サンプル水においては対流^{*6} がなく液相全体で一様に水が照射されている。これらの状況を踏まえ、炉心水及びサンプル水の実効G値を設定している。図 11 に炉心水及びサンプル水における水の放射線分解による水素発生の概要を示す。一方、熔融炉心が存在する原子炉下部キャビティ水では、照射の不均一さ及び対流の有無等により炉心水及びサンプル水とも異なる状況下にある。

本評価においては、原子炉下部キャビティ水の実効G値をサンプル水と同様 (0.3 分子/100eV) としているが、液相で生成した水素が気相へ移行する過程 (水素生成→再結合による一部消滅→気液界面から気相部への移行) を踏まえ、以下にその妥当性を示す。図 12 及び図 13 に原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生の概要を示す

a. 照射の不均一さによる影響

原子炉下部キャビティ水では、「①水中に溶存した放射性物質から放出される放射線」と「②水中に溶存しない熔融炉心から放出される放射線」により、水素が生成される。

①による水素生成では、液相全体で水が照射されていることから一様に水素が生成する。これは、サンプル水と同様である。

一方、②による水素生成は、熔融炉心が落下して放射線強度の高い底部に集中する。この場合、底部で生成した水素は気相部に移行するまでに比較的時間を要するため、液相中で再結合により消滅する時間が①よりも長くなる。

したがって、②による水素生成は、①のように水素が一様に生成した場合に比べると、再結合により消滅する割合が増加し、サンプル水の実効G値以下となる。

b. 対流による影響

原子炉下部キャビティ水では、熔融炉心の発熱により対流が生じていると考えられる。

水素生成の実効G値に対して対流の影響は、水素が生成される状況により影響が異なる。対流により、下部で生成された水素は気相部へ移行しやすくなるものの、上部で生成された水素は逆に気液界面から遠ざかる。したがって、サンプル水のように、水素が液相全体で生成されるような状態では、水素は元々液相部に一様に存在するため、対流による影響は小さい。一方、水素が液相下部で生成するような状態では、対流により水素が液相

部に一様に分布し、気液界面まで移動する時間が短くなるため、再結合の割合は小さくなり、G値はサンプル水に近づくと考えられる。

以上より、原子炉下部キャビティ水においても、液相全体で水が照射されて一様に水素が生成し、液相全体が均一な状態であるサンプル水の実効G値を適用できると考える。

- *3：「照射領域」とは、放射線の照射により水の放射線分解が発生する領域を表し、炉心水及び原子炉下部キャビティ水が照射領域に該当する。
- *4：「非照射領域」とは、放射線の照射がなく、水の放射線分解が発生しない領域を表す。
- *5：「流動」とは、照射領域と非照射領域の水の移動を表し、照射領域で生成した水素は水と共に非照射領域に移動することで、水の放射線分解は起きなくなる。
- *6：「対流」とは、照射領域内での水の移動を表し、水が移動しても照射領域内での水の放射線分解は持続する。

・定量的な影響検討

上記の検討結果に加えて、原子炉下部キャビティ水における溶融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合の影響を定量的に確認した結果を以下に示す。

原子炉下部キャビティ水における溶融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合、水の放射線分解による水素発生量はドライ水素濃度が最大となる事象発生後約2.9時間で約0.1kg増となる。これは、事故発生後約2.9時間の水素生成量（約684kg）の0.02%程度であり、水素濃度（ドライ約11.7vol%）としては0.002%以下の増加であり、影響は微小である。また、事象発生後24時間時点では、水の放射線分解による水素発生量は約2.2kg増となり、これは、事故発生後24時間の水素生成量（約732kg）の0.3%程度であり、水素濃度（ドライ約8.5vol%）としては0.04%以下の増加であり、事故発生後初期と同様に影響は微小である。

表2 実効G値変更に伴う影響

経過時間	水素生成量	水素濃度
2.9 時間	0.02%程度増加	0.002%以下増加
24 時間	0.3%程度増加	0.04%以下増加

以上のとおり、各条件にて保守性が考慮されていること及び実効G値は吸収線量が増加するに従い低下していくことを考慮すれば、実効G値が大きくなる条件である低吸収線量での実効G値を事故期間にわたって使用することは、保守的である。

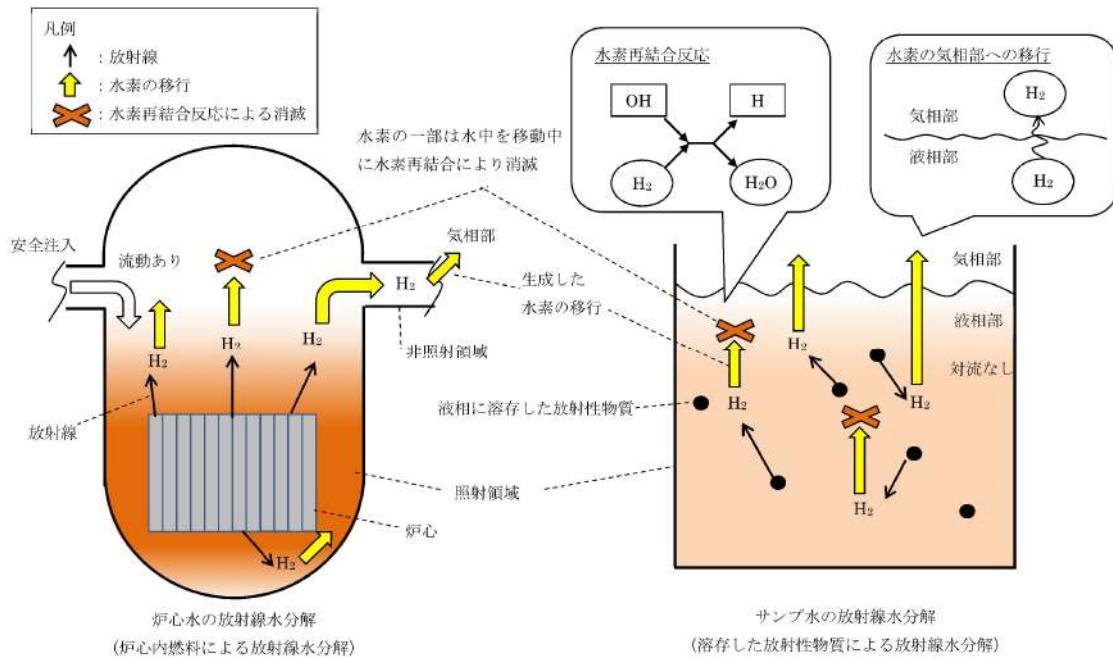


図 11 炉心水及びサンプル水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)

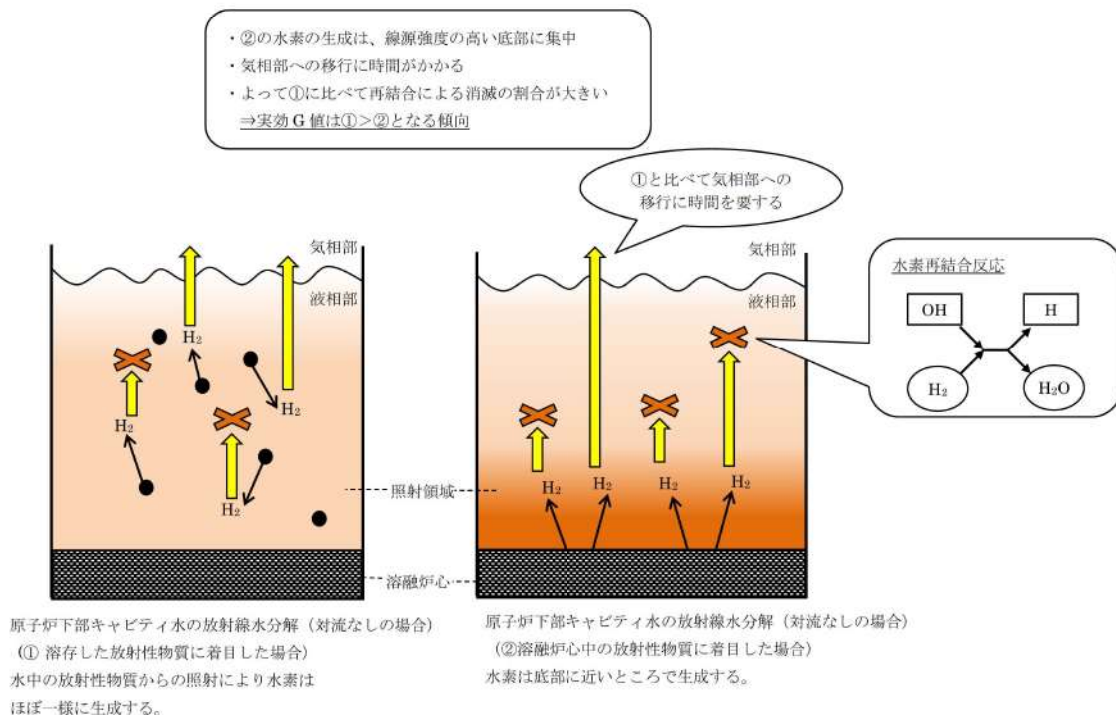


図 12 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)
 (照射の不均一さによるG値に及ぼす影響)

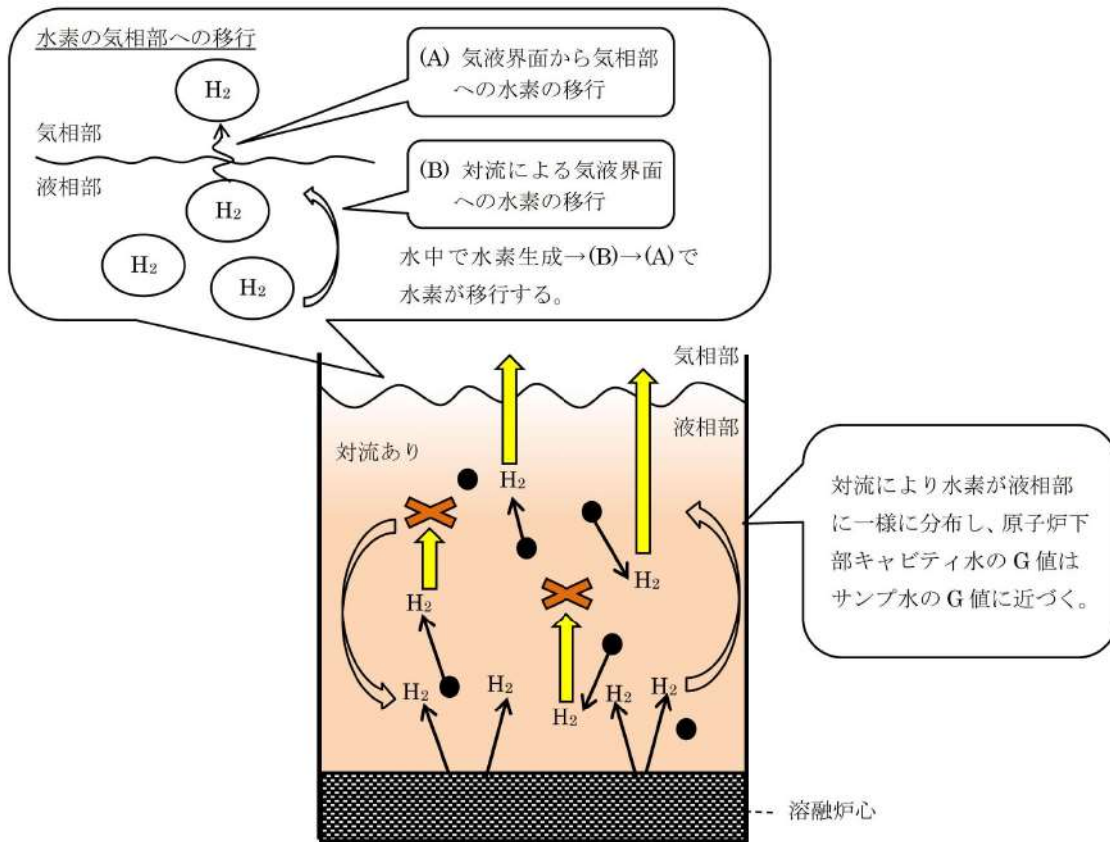


図 13 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)
(対流によるG値に及ぼす影響)

(参 考) その他の文献における実効G値

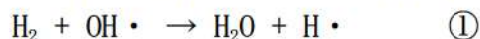
勝村による報告⁽¹⁾では、福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下でのG値を実験で測定している。

この実験では、沸騰した純水において、G値0.24の水素発生を検出したとしており、今回の有効性評価に使用している実効G値よりも小さい。

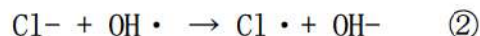
一方、沸騰した3.5%食塩水(海水相当)においては、G値0.54の水素発生を検出したとしている。しかしながら、水の放射線分解によるG値は、分解初期(初期G値0.45⁽²⁾)の後の再結合(水素とOHラジカル)により初期G値を理論的に超えないことから、G値0.54の水素発生が検出された原因は、水蒸気凝縮によって測定された水素濃度が高めになったためと考察している。

なお、海水相当下でG値が増加した要因としては以下が考えられる。

水の放射線分解で生成した水素には、水に戻る反応がある。



一方、食塩水中にはCl⁻イオンが存在し、Cl⁻イオンはOH[·]と反応する。



②の反応は、①の反応と競合するため、Cl⁻濃度が高くなると、②の反応が寄与するためにH₂が水に戻る①の反応が起きにくくなる。このため、Cl⁻が存在しない場合に比べてH₂濃度が上昇し、実効的な水素のG値が高くなる。

有効性評価の水素燃焼の対象シーケンスである、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」においては、本設の格納容器スプレイに成功するために海水の注入はなく、海水注入による G 値上昇の影響を受けない。しかしながら、海水による G 値上昇を包含する影響検討として、水素と OH ラジカルの再結合を無視した初期 G 値による保守的な検討を実施した。結果は下表のとおりであり、初期 G 値を用いた保守的な検討においても水素発生量への影響はわずかであり、水素濃度は判断基準の 13vol% を超えない。

表 「有効性評価」及び影響検討ケースにおける水素発生量（約 2.9hr^{*7}時点）

	有効性評価	影響検討ケース
G 値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て 0.45 ⁽²⁾
Zr-水反応	670.7kg	同左
水の放射線分解合計	5.4kg	7.8kg
炉心水	0.9kg	1.0kg
サンプル水のうち液相 FP	4.2kg	6.3kg
サンプル水のうちコリウム	0.4kg	0.5kg
その他（金属腐食等）	8.0kg	同左
合計 ^{*8}	684.1kg	686.5 kg
ドライ水素濃度	11.65vol% ^{*9}	11.69vol% ^{*10}

*7：ドライ水素濃度のピーク時間

*8：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理量を考慮していない値

*9：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮した値

*10：G 値変更による増加分についてのみ保守的に原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮しない値

(1)：勝村、福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎、放射線化学第 92 号(2011)

(2)：G. V. Buxton, C. L. Greenstock, W. P. Helman, A. B. Ross, J. Phys. Chem. Ref. Data 1988, 17, 513

3. 金属腐食及びヒドラジン分解による水素生成について

(1) 金属腐食反応

金属腐食による水素生成源として、アルミニウム及び亜鉛を考慮しており、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応による水素生成としている。以下に反応式を示す。



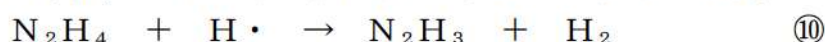
上記の水素生成については、温度による影響が支配的と考えられる。アルミニウム及び亜鉛の腐食率（量）の温度依存性を図 14 及び図 15 に示す。本評価における温度については、図 16 に示す今回の水素燃焼シナリオでの MAAP 解析で得られたものを使用しており、最高温度は約 113℃である。これは、図 14 のアルミニウム腐食率に示される範囲である。また、図 15 に示すとおり、亜鉛の腐食量は温度が高くなっても大きくならない。

以上より、SA 環境下の評価においても設計基準事故と同じ取り扱いが可能と考えている。

(2) 放射線によるヒドラジンの分解

泊 3 号炉では、格納容器スプレイ時による素除去薬品として添加されるヒドラジンの放射線分解による水素発生を考慮しており、文献*に記載されている 0.4 分子/100eV を使用している。

ヒドラジンの分解による水素生成に係わる反応式を以下に示す。



また、ヒドラジンを含む水においては、上記の反応の他、水の放射線分解により H_2 以外に H_2O_2 が生成する。これは、下記の反応によって $\text{H}\cdot$ を消費する。



⑪の反応は、⑩と競合するため、水の放射線分解が進むことで相対的に⑩の反応割合は小さくなる。したがって、ヒドラジンの分解による水素生成の実効 G 値は、水の実効 G 値に近づくと考えられ、実際に引用した文献でも、0.4 分子/100eV が得られている。

ヒドラジンの分解については、設計基準事故と同様、添加されたヒドラジンが全量分解するとしており、設計基準事故の想定と相違はないことから、SA 環境下の評価においても設計基準事故と同じ取り扱いが可能と考えている。

※「DECOMPOSITION RADIOCHIMIQUE DE L'HYDRAZINE EN SOLUTION AQUEUSE」, Lefort,
M. and Haissinsky, M., J. Chimie Physique, Vol.53, 1956

4. まとめ

有効性評価における水の放射線分解等による水素生成の条件（表3参照）について SA 環境下での適用性を考察した。主要な影響因子を考慮しても、設計基準事故と同様の取り扱いが可能であると考えられる。

表3 主要評価条件

項 目		備 考	
対象シーケンス		大 LOCA+ECCS 注入失敗	
放射線による水の分解	実効G値	炉心水 : 0.4 サンプル水 : 0.3	
	線源強度	MAAP 解析によって得られた放射性物質質量から算定 (図6, 7参照) 24時間時点での積算線源強度 RV内 : 約 1.2×10^{24} MeV 原子炉下部キャビティ(ノード1) : 約 6.9×10^{24} MeV 下部区画(ノード2) : 約 1.4×10^{18} MeV 上部区画(ノード3) : 約 1.8×10^{20} MeV 格納容器外周部(ノード4) : 約 2.6×10^{20} MeV 圧力ヘッド室区画(ノード5) : 約 1.8×10^{24} MeV	
金属腐食	金属量及び表面積	アルミニウム 重量 <input type="text"/> kg 表面積 <input type="text"/> m ² 亜鉛 重量 <input type="text"/> kg 表面積 <input type="text"/> m ²	設計値に余裕を考慮した値
	腐食率	図14及び図15参照	(注1)
	温度	図16参照	(注2)
放射線によるヒドラジン分解	実効G値	0.4	
	ヒドラジン重量	700kg	設計値に余裕を考慮した値

(注1) 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用。

(注2) 原子炉格納容器内のうち、最も高温となり金属腐食による水素生成評価が厳しくなる原子炉下部キャビティ液相部における温度を使用。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

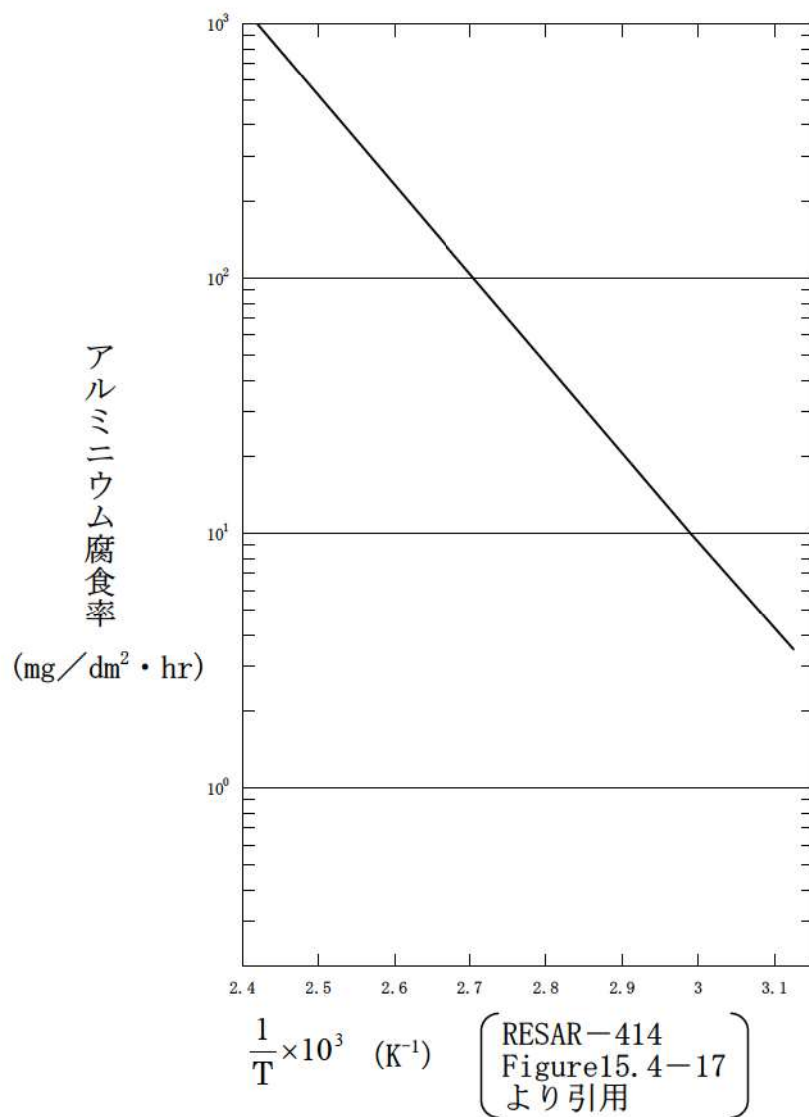


図 14 アルミニウム腐食率

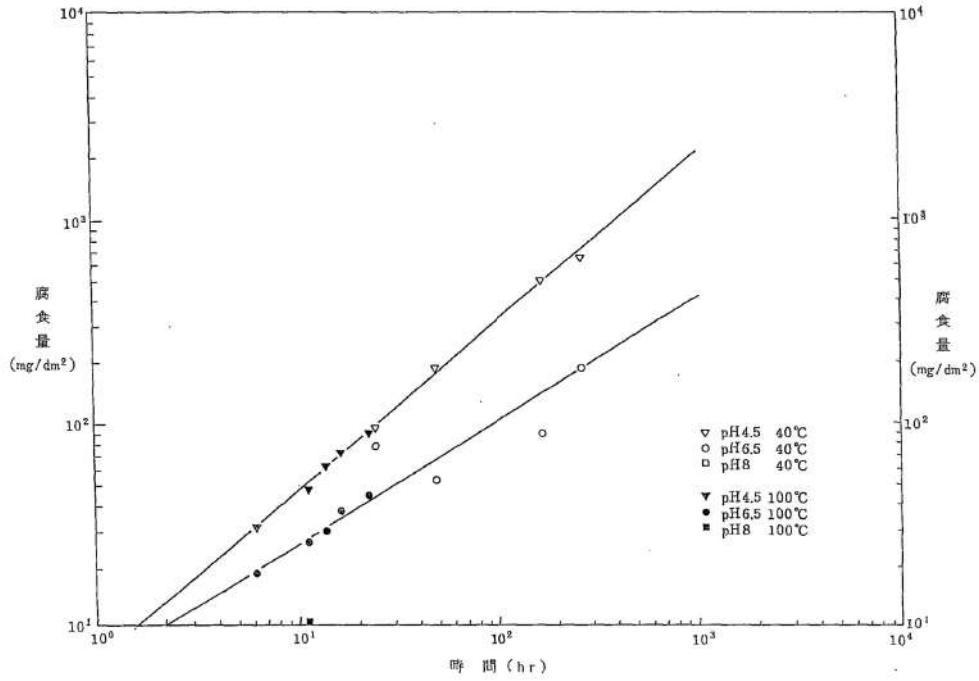


図 15 亜鉛腐食量

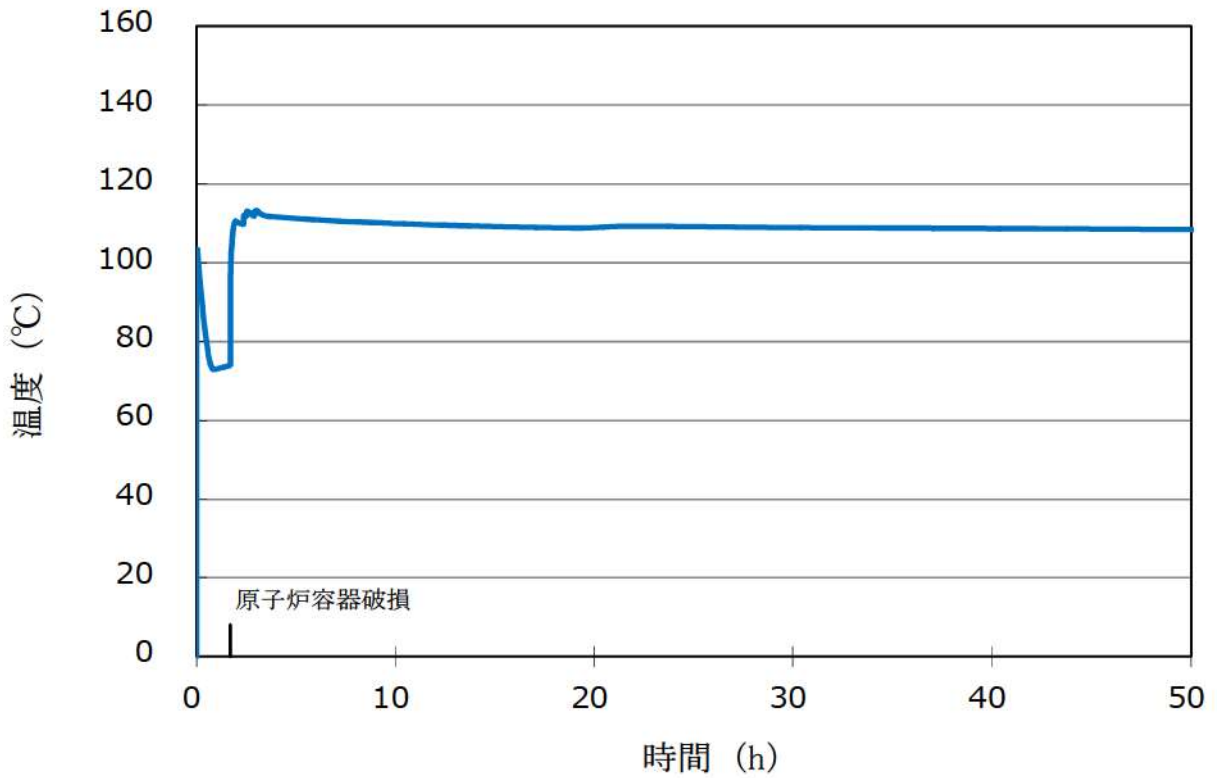


図 16 原子炉下部キャビティ水温の時間変化 (大 LOCA+ECCS 注入失敗)

原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式の GOTHIC への適用について

(1) はじめに

今回設置した原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）の有効性を確認するため、GOTHIC を用いて、炉心損傷直後に発生する水素及び水の放射線分解等によって長期にわたって発生する水素を考慮し、原子炉格納容器全体及び原子炉格納容器内の水素濃度評価を行っている。

GOTHIC については、(2) のとおり原子炉格納容器内の混合挙動解析によって検証されており、PAR による区画内の水素の処理についても適切にモデル化することで、水素再結合時の発熱による影響も含めて、GOTHIC で扱うことができる。

また、PAR を設置した THAI 試験体系を GOTHIC で解析した結果について(5) のとおり考察した。

(2) GOTHIC の概要

GOTHIC は、事故時の原子炉格納容器内における熱流動、物質輸送、熱伝達その他、各種の物理現象及び機器の作動の模擬が可能な数値計算コードである。

GOTHIC では、原子炉格納容器内の破断区画に放出される 1 次冷却材及び水素の流動と、各区画間及びドーム部内での水素の拡散及び混合挙動は、流体挙動を模擬するための質量、エネルギー及び運動量の保存式に加え、各種の構成式・相関式、非凝縮性ガスの輸送モデルが支配要素となる。これら関連するモデルの総合的な実機プラント解析への適用性について、NUPEC の M-7-1 試験を用いて検証されている。同試験では、重大事故等シーケンスとして選択される LOCA 時の ECCS 注入失敗／格納容器スプレイ成功に相当する模擬をしており、GOTHIC は原子炉格納容器圧力の時間変化、雰囲気温度及びヘリウム（実験では水素を模擬するためにヘリウムを使用）濃度の時間・空間変化を良好に再現している。これにより、GOTHIC は水素を含む流体の原子炉格納容器内の混合挙動を適切に模擬できるものと判断できる。

(3) PAR の GOTHIC 上の扱いについて

上記のとおり原子炉格納容器内の混合挙動については、GOTHIC では既に検証されていることから、PAR を GOTHIC で模擬するためには、PAR を設置している区画における化学反応（水素再結合）に伴う気体組成及び質量・エネルギーの変化を適切に模擬する必要がある。

GOTHIC には水素再結合モデルが組み込まれており、PAR の性能評価式をこの水素再結合モデルに外部関数として与えて解析を行うことができる。

PAR の入口・出口は GOTHIC 内の 1 つの区画内に設定されており、PAR を配

置している区画の水素体積比及び圧力を用いて、性能評価式から水素処理量を求め、PAR による水素処理の結果として、当該区画には水素、酸素、水（水蒸気）の質量の変化が与えられる。また、水素処理速度（kg/h）に対応した発熱量を当該区画の気相のエネルギーに加算することで、気相の密度差に応じた流動が生じ、原子炉格納容器内に混合挙動をもたらしている。

(4) GOTHIC における PAR 性能評価式の適用性

PAR の性能確認を行った試験条件は、以下のとおり実機での PAR の境界条件を包絡しており、また、スクレーピング効果についても以下のとおり影響がないことから、実機の PAR 解析を実施する際には、GOTHIC にこの性能評価式を組み込むことで PAR による水素処理の性能を模擬することができる。

a. 実機条件と試験条件

実機条件と試験条件を下表のとおり比較した。下表のとおり原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の条件については実機条件と試験条件は同等である。

	試験条件	実機条件	備考
容器体積	□ m ³ (試験容器)	65,500m ³ (原子炉格納容器体積)	実機の方が大きく、PAR の排気による PAR 入口近傍の濃度分布への影響は小さい。
PAR 設置位置	内側シリンダ側部 (外側シリンダとの間隔は約 □ mm)	原子炉格納容器内の PAR の吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置	実機において PAR の吸気と排気は阻害されない設置位置。
原子炉格納容器圧力	□ MPa	約 0.10~0.34MPa	実機の条件は、概ね PAR 性能式の検証範囲内
原子炉格納容器内温度	□ °C	約 36~171°C	
水蒸気体積比	□ %	0.0~86.1vol%	
水素濃度	□ vol%	原子炉格納容器全体として平均 13vol%未満	
原子炉格納容器内における流動	水素供給時の上昇流のみ	蒸気流、スプレー等	流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向
PAR 出口近傍の流量	約 □ m ³ /s (測定値)	蒸気流を含めて左記と同等の流量 (ノード間流量から推定)	ほぼ同等

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

b. PAR 単体によるスケーリング効果

PAR は同一規格の触媒プレート（幅 290mm、高さ 140mm の両側に触媒が付いている薄板）を複数枚同じ間隔（10mm）で並べ、下方から水素を含むガスが通り抜ける時の触媒反応で水素を処理するものである。ここで、THAI 試験の PAR も泊 3 号炉に設置した PAR も同じ規格の触媒プレートであり、設置する触媒プレート間隔も同じである。したがって、触媒プレート間で形成される流路断面形状が同じとなるため、水素濃度が同じであれば触媒の発熱によって触媒プレート間に生じる上昇流の速度も同じとなるため、PAR の触媒反応を律する拡散現象も同等と考えられ、いずれの PAR も触媒との相互作用は同じとなる。

c. THAI 試験体系と実機体系の違いによる影響

(a) THAI 試験において見られた水素滞留現象の実機プラントにおける発生可能性

図 1 に THAI 試験 HR-3 における容器内各所の水素濃度分布変化を示す。水素の濃度分布（主に容器内シリンダ下部における滞留）は、水素放出及び PAR による上昇流と下降流が拮抗してしまうことにより発生すると考えられる。THAI 試験装置のように系のサイズが小さく空間分割が少ない空間においては、各部の断面積及び水力等価径が小さいことから気相部の流動に対する自由度が低い。そのような系であるシリンダに対しては、上部の圧力が高いことから垂直方向上向き的一次元的な流れが阻害されていると推測される。

しかし、実機プラントにおいては、事故時において下部区画に放出された水素は各ループ室間或いは外周部の周回流などの平面方向における区画間の流れに加え、SG 区画とドーム部、外周部とドーム部の間の上昇・下降流により格納容器内の巨視的な流れにより拡散していくことから気相部の流動に対する自由度が高いといえる。また、PWR の原子炉格納容器は区画間の循環を生じさせる思想に基づいた配置設計がなされており、特にドームと下部区画の垂直方向の接続には多様性が存在するため、水素の滞留が生じるような流況は見られにくい。したがって、実機プラントは THAI 試験と比較すると、上記のように空間的な特性が異なることから、試験と同様な水素の滞留が発生することは考えにくい。

(b) PAR 排気による PAR 入口における水素濃度への影響

濃度分布の観点では、試験体系が小さい場合は PAR 出口からの排気が PAR 入口近傍における局所的な濃度分布をもたらす、PAR 入口における水

素濃度の測定値と、実際に PAR に流入する水素濃度との間に差異が生じることが考えられる。しかしながら、THAI 試験は $\square \text{ m}^3$ の試験容器を用いており、試験に用いた PAR の発熱によるガス流量は約 $\square \text{ m}^3/\text{s}$ （試験における実測値と設備形状に基づく）であり、1 秒間あたりのガス処理量は試験容器全体の約 1/1000（体積比）であるため、PAR 出口からの排気が PAR 入口近傍における局所的な濃度分布に影響を与えることは考えにくい。

また、実機の原子炉格納容器においては、THAI 試験より大きい体系であり、PAR 出口からの排気の影響がより小さいと考えられるため、PAR 入口近傍における局所的な濃度分布が生じる可能性は更に小さい。

以上より、THAI 試験体系においても実機体系においても、容器全体において濃度成層化は生じず、格納容器全体として混合しており、また、PAR 入口近傍における局所においても濃度分布は生じていない。

d. PAR 内を上昇する流量の影響

PAR 内を上昇する流量が大きい方が PAR 内部の水素濃度が高く、処理速度が高いことになる。一方、PAR 内の流量が大きいと、触媒表面の除熱が促進され、触媒温度の低下に伴う処理効率低下が考えられる。図 2 に示すとおり、PAR 触媒表面温度は、水素濃度 $\square \text{ vol}\%$ 時において約 $\square \text{ }^\circ\text{C}$ まで上昇しているが、この場合に PAR 出口で生じる上昇流は高々 $\square \text{ m/s}$ 程度（試験実測値）である。一方、触媒温度を有意に低下させるような PAR 内を通過する強制対流は单相を仮定すると計算上では数十 m/s 程度である。泊 3 号炉に設置する PAR は、処理蒸気が上部側面から放出される設計であり、原子炉格納容器内の対流により PAR 内が強制対流となるような状況は起こりえず、触媒温度の低下に伴い水素処理効率が低下することはない。

また、水素燃焼により PAR 及び周辺の流体状況に変化が及んだ場合も、水素処理性能に不可逆的な変化が生じていることは図 3 からは特段認められない。

e. 水素濃度分布による GOTHIC による評価への影響

GOTHIC で用いられている PAR の性能評価式は PAR 入口における水素体積比ではなく、PAR を配置している区画の水素体積比を処理量計算の入力としているため、PAR 入口近傍において水素濃度分布が生じるような体系であれば、実際の水素処理量と評価値の間に差異が生じる（PAR 排気を再び吸い込むため、定性的には水素濃度がやや過小に評価される）。

\square : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

しかしながら、c. で示したとおり、実機においても THAI 試験体系においても PAR 入口近傍の局所における水素濃度分布の影響は小さいと考えられ、GOTHIC において区画における水素体積比を入力として用いても、影響は軽微であると考えられる。

また、d. において示したように、原子炉格納容器内部の対流が PAR の水素処理能力を低下させる状況は考えにくく、GOTHIC により PAR の作動を模擬する際、設置区画における流れの状態が影響を及ぼすことはないと言える。

なお、解析においては燃焼を模擬していないため、PAR において燃焼が生じるような場合においては、水素処理量を小さく見積もるため、解析結果は保守的な水素濃度を与えることとなる。

(5) GOTHIC による THAI 試験体系の模擬について

GOTHIC で用いられている PAR 性能評価式については、THAI 試験等により、その妥当性が確認されている。

また、PAR が設置されていない体系における水素拡散・混合挙動評価については NUPEC 試験結果を用いた検証により、妥当性が確認されている。

GOTHIC による PAR 設置評価の検証のため、THAI 試験の HR-3 を対象に実験解析を実施した。HR-3 は水素放出時及び停止時における PAR による水素処理能力を確認する試験である。

解析は THAI 試験の試験容器を 1 区画の集中定数系ノードにより模擬する 1 区画評価と、多区画分割による多区画評価を実施した。図 4 に多区画評価の解析ノード図、図 5 に水素濃度、図 6 に水素処理量を示す。解析においては水素の燃焼を模擬していないため燃焼に伴う急激な温度上昇は再現していないものの、各区画の温度、圧力、水素濃度分布挙動については概ね再現する結果を得ることができた。

(6) まとめ

以上のとおり、PAR の性能評価式は、THAI 試験等によって妥当性を確認されており、そのパラメータの範囲から、実機条件での適用も可能であることが確認できた。また、THAI 試験解析の結果から PAR による水素処理量の評価に GOTHIC を適用することの妥当性を確認できた。

したがって、実機の原子炉格納容器内流動の検証及び妥当性を確認した GOTHIC に、この性能評価式を適用し、水素対策の有効性を評価することができる。

なお、追加の検証等を実施することにより、知見の拡充及び評価手法の精度向上に継続して取り組んでいく。

<参考文献>

- [1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project(contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5,HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)

以 上



図1 試験容器内の各部水素体積比^[1]



図2 PARの温度上昇^[1]

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

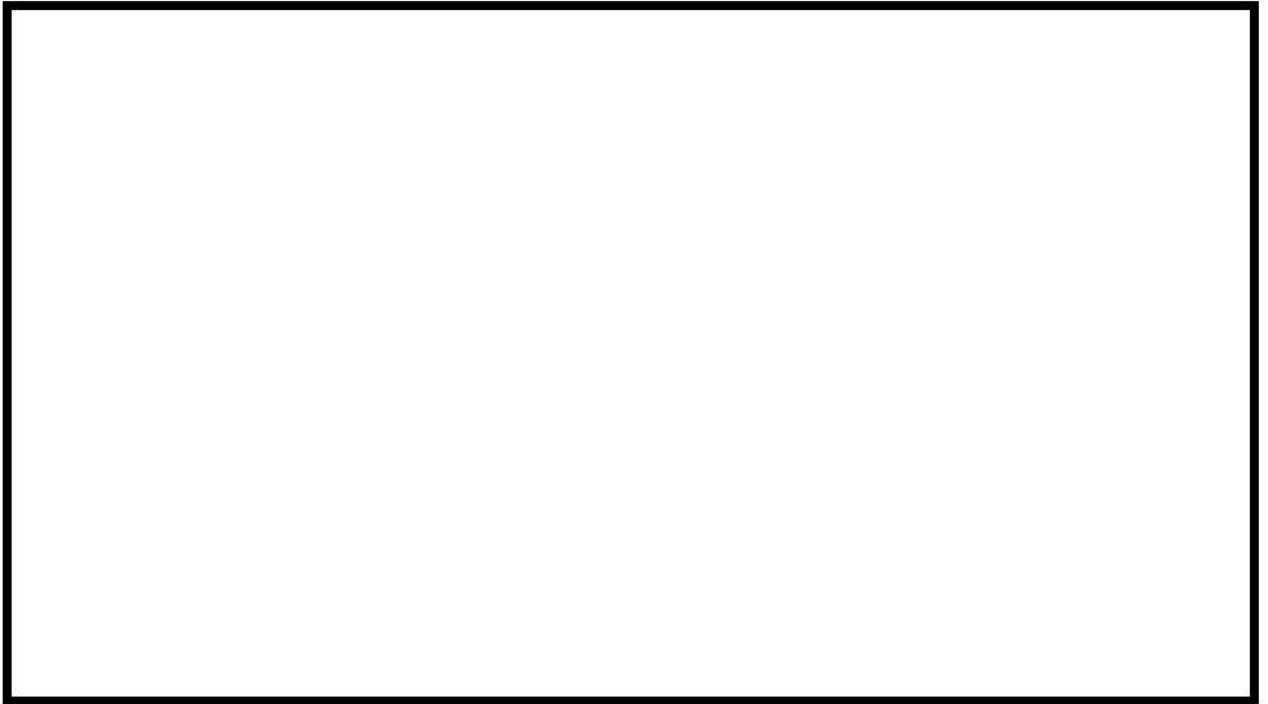


図3 水素除去率の評価式と試験の比較^[1]

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

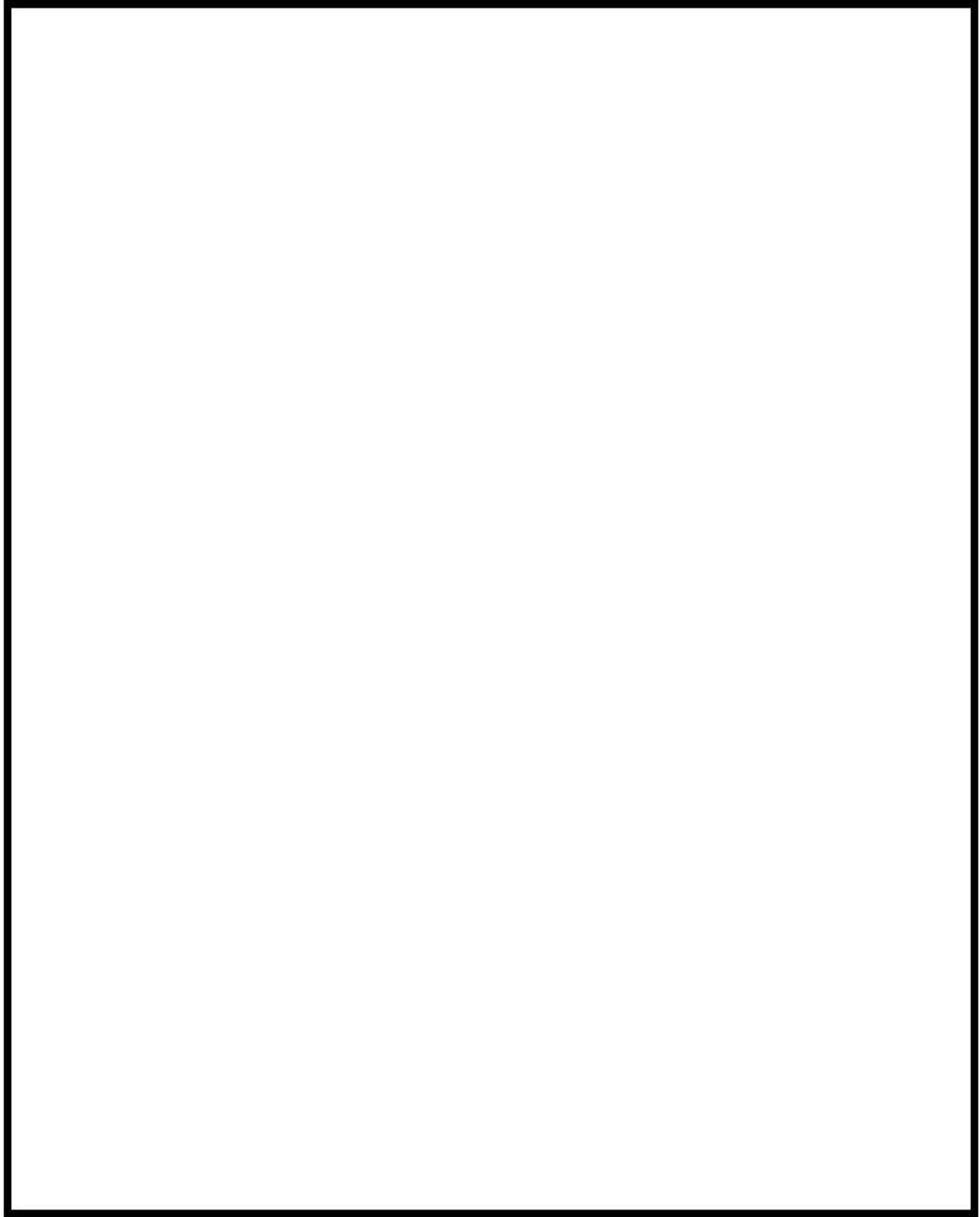


図4 THAI 試験 (HR-3) の GOTHIC によるノーディング

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

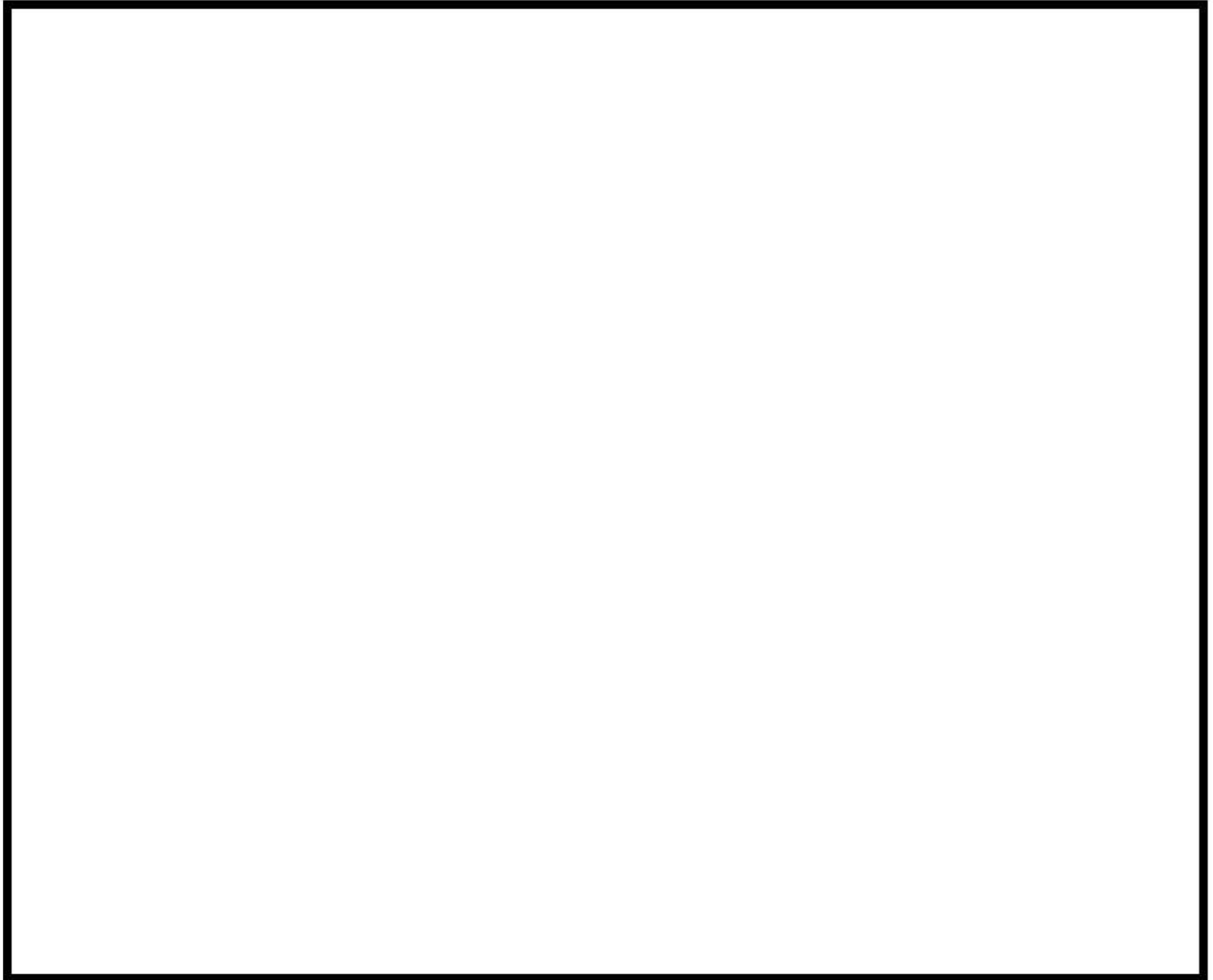


図 5 容器内水素濃度分布の比較

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

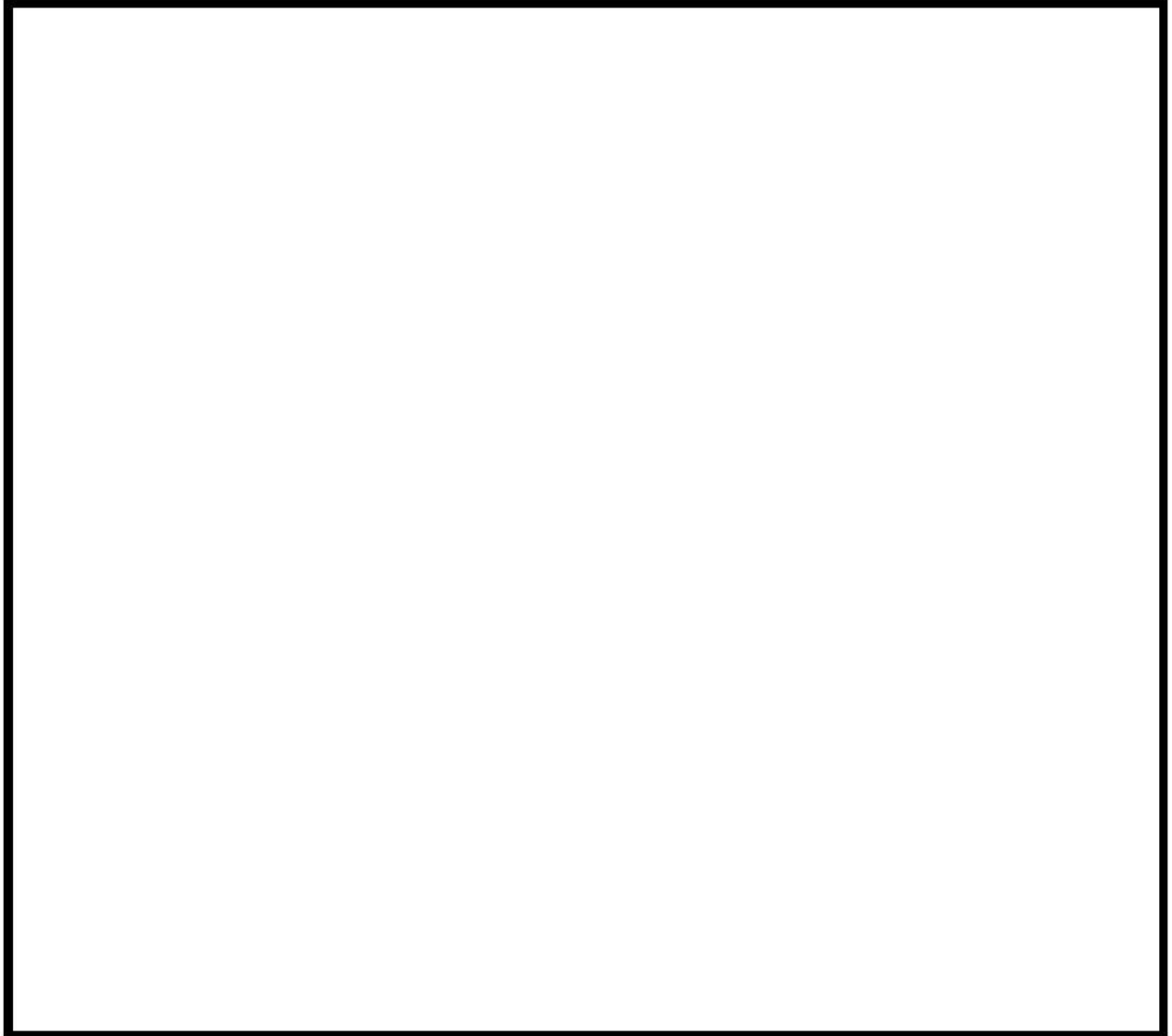


図6 水素処理量の比較

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

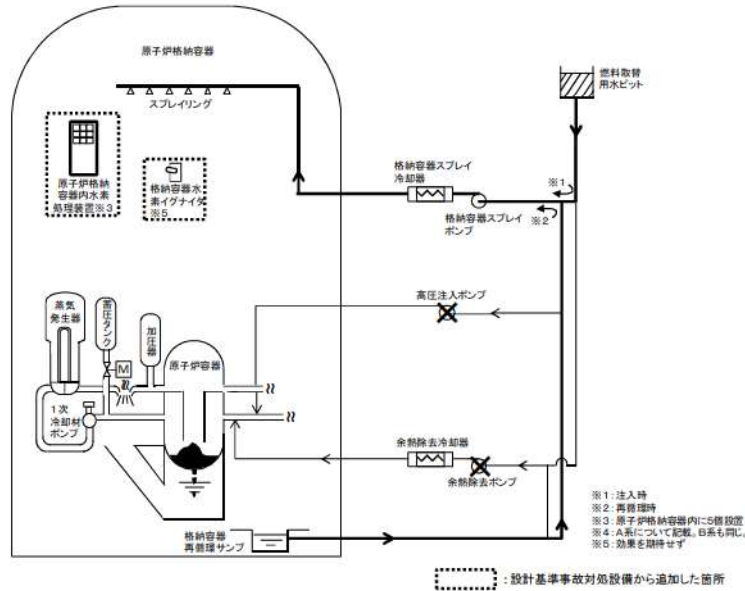


図1 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉格納容器水素処理装置、格納容器スプレー及び格納容器スプレー再循環運転)

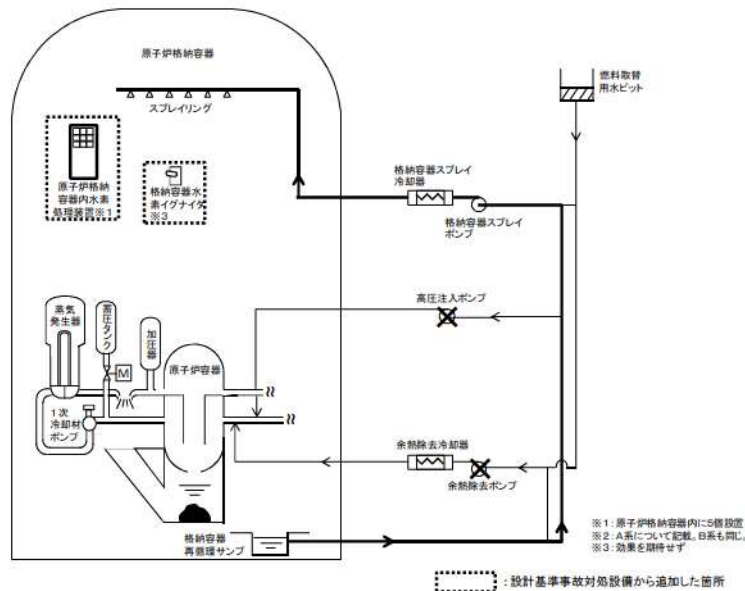


図2 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉格納容器水素処理装置及び格納容器スプレー再循環運転)

原子炉格納容器内の水素混合について

重大事故時に発生する水素の混合挙動については、原子炉格納容器内の循環流によって濃度が均一化すると考えられているが、水素は分子量も小さいことから循環流がない場合は原子炉格納容器ドーム部の上層部で局所的に高濃度の領域が生じることが考えられる。

財団法人原子力発電技術機構（NUPEC）の可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験では、加圧器気相部破断のように破断位置が原子炉格納容器内の上部に位置し、さらに格納容器スプレイ等の循環流がない特殊なケースで試験を行った。その結果、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これによりドーム部とその他の区画に濃度差が生じるという濃度成層化現象が起こった。一方、ドーム部内においては均一に混合した。

そこで、泊3号炉においてこのような上下区画間の有意な水素濃度差が生じ得るか検討を行った。検討の結果、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、混合促進に寄与する対策として①代替スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書^{*1}でも提言）しており濃度成層化が生じる可能性は十分低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）発熱による流体の上昇流、④溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器全体での大きな循環流が形成されることにより、濃度成層化が起こることはないと考えられる。

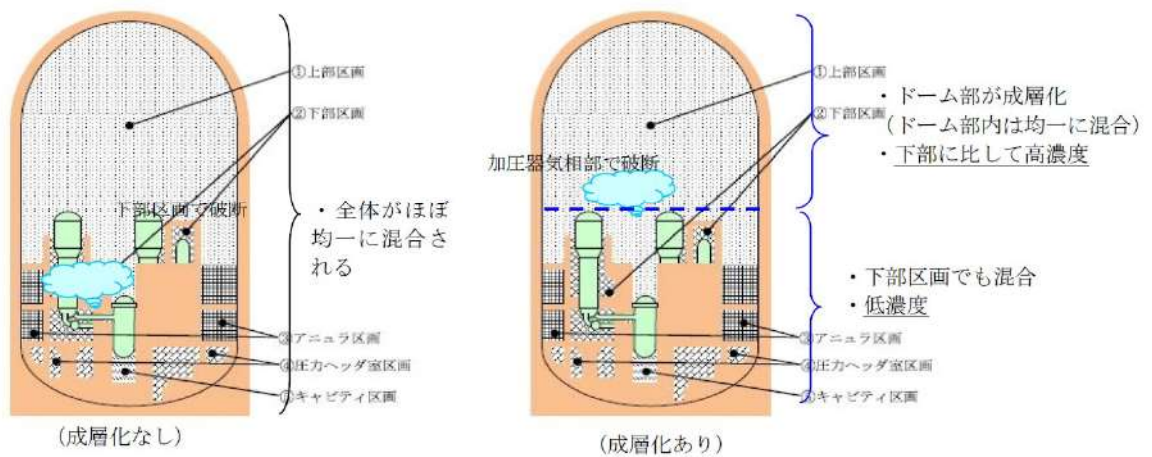
次頁以降において1章に NUPEC 試験の概要、2章に実機における考察、3章に感度解析結果、4章にまとめを示す。また、検討の結果を下表のとおり整理した。

表1 成層化に対する混合の効果

混合の要素	効果	備考
①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15) ^{*1} 、有効性評価
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析(H18) ^{*2}
③PAR	混合に寄与	
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15) ^{*1}
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与	

*1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月）

*2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）



1. NUPEC 試験で得られた知見の概要

NUPEC において可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験が行われ、原子炉格納容器内での混合挙動に関する試験結果が報告されている。

M-8-1 試験は、加圧器気相部破断を想定し、ヘリウム（水素の代替として使用）ガス・水蒸気の放出を模擬、格納容器スプレイ不作動の試験であり、原子炉格納容器内壁が過熱され、ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差により対流が生じず、ドーム部で熱成層が生じた結果、ドーム部の濃度が高くなったとされている。また、ドーム部内では高さ方向で均一に混合し、その他の区画はドーム部より低濃度を維持している。

一方、M-8-1 試験と同様の試験条件においてスプレイを作動させた場合（M-8-2 試験）又はスプレイ不作動の場合でも破断箇所としてループ室や一般部下部（加圧器逃がしタンク）を想定した試験では、原子炉格納容器全体として良好な対流が発生し、成層化は認められていない。

2. 実機での成層化に係る考察

NUPEC 試験体系と実機の比較を表 2 に示す。NUPEC 試験のうち M-8-1 試験では濃度成層化が生じたが、NUPEC 報告書では、蒸気によりドームの上部壁が過熱され下部との温度差が発生し、対流効果が期待出来なくなったと考察している。すなわち、M-8-1 試験で温度差が生じた原因は、当該試験装置では実機において混合にも寄与する主要なヒートシンクを模擬しておらず、また、外気の影響を受けない断熱された熱成層が生じやすい体系であったことが考えられる。一方、実機の原子炉格納容器の構造としては熱容量が大きく、さらに外気への放熱に期待できることからドーム部のみ温度上昇することはないと考えられる。

このため、実機の原子炉格納容器のドーム部で成層化が生じる可能性は低い。これは、平成 18 年に JNES で実施された実機体系で加圧器気相部破断・スプレー不作動を想定した解析*²によっても確認されている（ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差は、NUPEC 試験同ケースで約 65℃に対して、解析の結果は 10℃以下）。

なお、実機においては、格納容器スプレーが不作動の場合においても、代替格納容器スプレーポンプによる代替格納容器スプレー又は格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による循環流によって原子炉格納容器全体での混合に寄与することとなる。

また、NUPEC 報告書においても実炉の対策への提言として、以下の趣旨での整理もされており、これは上述の考察の結果とも一致している。

- ・水素混合挙動が問題となるシビアアクシデント時には水素とともに大量の水蒸気が放出され、原子炉格納容器内は自然循環による対流が促進されるため水素が均一に混合。
- ・格納容器スプレーや再循環ファン投入により混合を促進。
- ・加圧器上部の破断を想定した場合、水素・水蒸気の混合ガスが成層化する可能性はあるが、大量の水蒸気の存在により爆轟等による原子炉格納容器への脅威とはならない。
- ・水素放出後の長期的な安全確保のため、格納容器スプレー、再循環ファンによる混合、間欠スプレー等が有効。

さらに、実機の原子炉格納容器内には PAR を設置している。PAR は、原子炉格納容器内に一定濃度以上の水素が存在する限り、長期にわたって水素を処理する装置であり、PAR 自身の発熱による上昇流が原子炉格納容器内の対流効果に寄与すると考えられる。

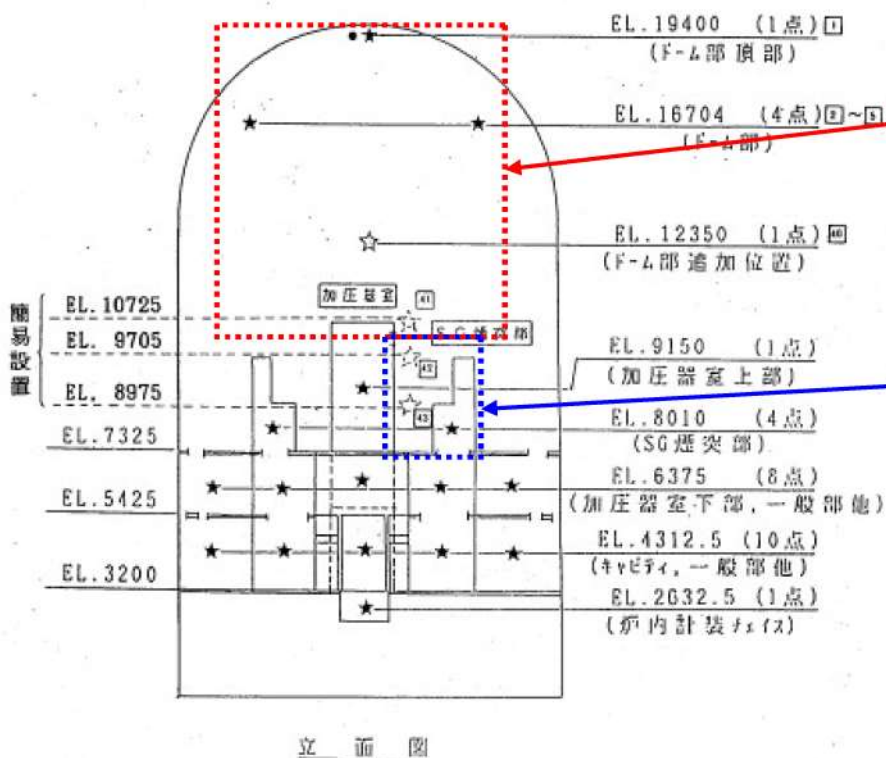
表2 NUPEC試験体系と実機体系の比較

	NUPEC 試験	泊3号炉	備考
使用ガス	ヘリウム	水素	
原子炉格納容器 体積	約 1,600m ³	約 65,500m ³	
内径	約 10m	約 40m	
ヒートシンク	原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)	原子炉格納容器の熱容量は、実機の方が試験よりも大きく、原子炉格納容器内の温度差に伴う成層化の形成は緩和される。
原子炉格納容器 の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし	実機では試験に対して外気への放熱があるため、原子炉格納容器内の温度差は付き難く、原子炉格納容器内の温度差に伴う成層化の形成は緩和される。
水蒸気	0kg/s(M-2-2,M-2-3,M-5-1) 0.03kg/s(M-7-1,M-8-2) 0.04kg/s(M-4-1) 0.33kg/s(M-4-3,M-8-1)	ドーム部の水蒸気量： 約 30~400kg/s (NUPEC 試験体系の大きさでは約 0.7~9.8kg/s に相当*) 破断箇所の水蒸気量： 約 1×10 ⁵ ~1.3×10 ⁶ m ³ /h (120℃)	体系に対して実機での蒸気流量は大きく、対流効果による混合が促進される。
スプレイ	0 m ³ /h(M-2-2,M-2-3, M-4-1,M-4-3,M-8-1) 18m ³ /h(M-5-1) 70m ³ /h(M-7-1,M-8-2)	約 940m ³ /h (2台) (NUPEC 試験体系の大きさでは約 60m ³ /h に相当**) (代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの場合 140 m ³ /h)	実機でのスプレイによる効果は試験に比して大きく、混合促進効果が大きいため、温度差が解消されることから成層化の形成は緩和される。
PAR	なし	約 300m ³ /h/台	再結合による発熱により対流が発生し、混合により成層化の形成は緩和される。
自然対流冷却	なし		自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。

* : $30 \times 1,600 / 65,500 = 0.7 \sim 400 \times 1,600 / 65,500 = 9.8$

** : $(10/40)^2 \times 940 = 60$ (10m/40mは試験装置/原子炉格納容器の内径)

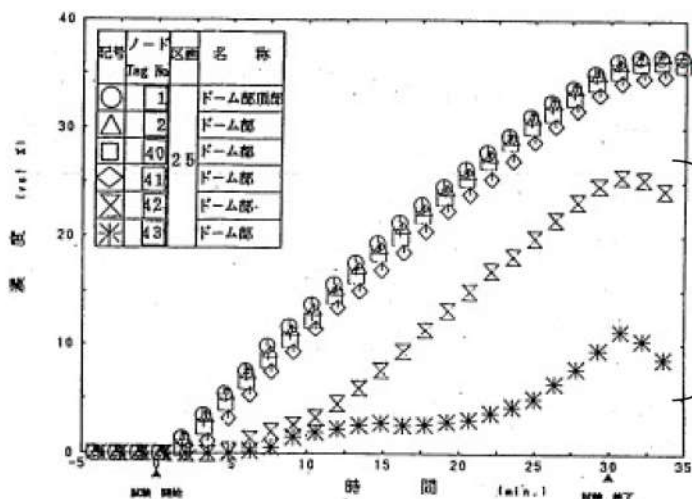
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



放出箇所より上部では、均一に混合している。

放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。

図 1 (a) He 濃度計測点配置図(上部区画での放出試験) 試験 M-8-1



放出箇所より上部では、均一に混合している。

放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。

試験 M-8-1 においても放出箇所上部のドーム部では均一な混合を確認 (図 1(b))

図 1 (b) He 濃度計測結果(ドーム部及び頂部) 試験 M-8-1

3. 実機における感度解析

前述のとおり、格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の効果によって原子炉格納容器全体の混合が行われるものと考えられるが、以下のとおり、より厳しい条件を想定したケース「大 LOCA+ECCS 注入失敗」時に格納容器スプレイ再循環に失敗するシーケンスで原子炉格納容器内の水素混合挙動の解析を実施した。なお、GOTHIC は、NUPEC 報告書において成層化の生じなかった M-7-1、M-4-3 及び成層化の生じた M-8-1 に対して検証解析を行っている。M-8-1 に対する検証結果については別紙 1 のとおり、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。

図 2 及び図 3（3 ループプラント）に示すとおり、3 ループプラントにおける解析の結果、格納容器スプレイ停止後においても原子炉格納容器内には循環流が形成されており、格納容器再循環ユニットの起動以前において既にドライ水素濃度は均一化されている結果となった。また、表 3 に示すとおり、3 ループプラントと泊 3 号炉における申請ケースの解析条件等から、泊 3 号炉において格納容器スプレイが停止する条件とした場合においても、同様にドライ水素濃度が均一化されることが考えられる。

図 5 に示す長期間の解析結果から、長期的にも成層化が生じないことが確認される。これは、水素の分子速度は約 2,000m/s（室温）と非常に大きく一旦拡散して空気・水蒸気と混合した水素分子が原子炉格納容器内で再び偏在するような現象が起こらないことを示している。

なお、上部区画と下部区画のウェット水素濃度に差が確認されるが、こちらは水蒸気濃度の違いが起因しているものであり、ドライ水素濃度については有意な差異はないことがわかる。

原子炉容器破損後、主に原子炉下部キャビティにおいて水の放射線分解等で発生する微量な水素は、隣接する区画に拡散するとともに、浮力により上昇する過程で一般部(ループ室等)を通過するので、その後は NUPEC 試験で示された結果と同等の混合挙動となり、水素の混合は長期的にも継続される。

なお、GOTHIC は、NUPEC 報告書において成層化の生じなかった M-7-1、M-4-3 及び成層化の生じた M-8-1 に対して検証解析を行っている。M-8-1 に対する検証結果については別紙 1 のとおり、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。

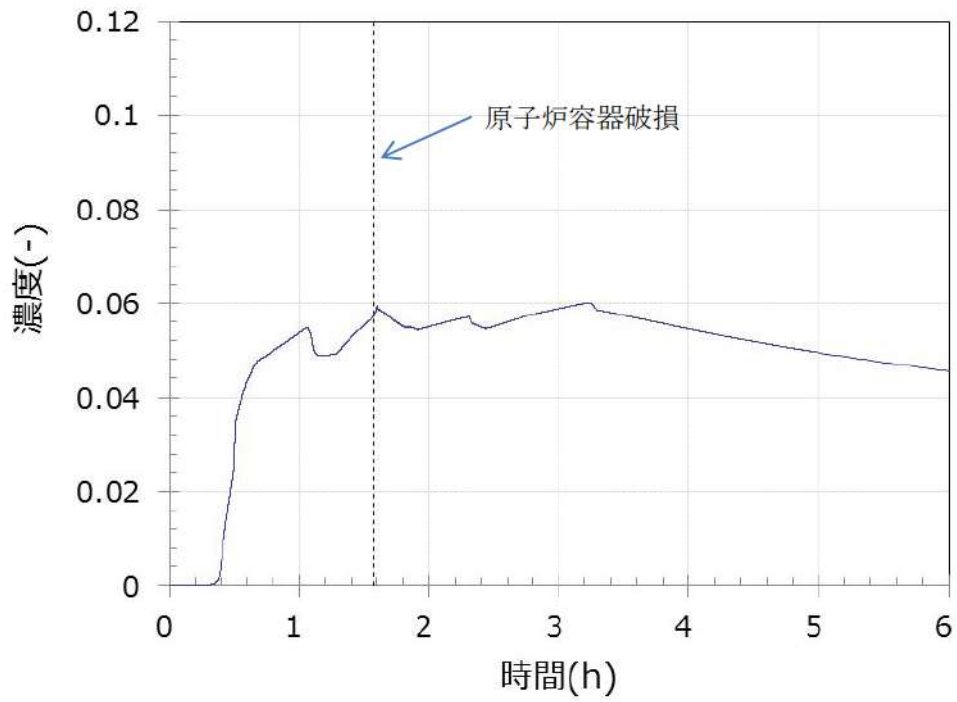
また、感度解析結果において原子炉下部キャビティ区画の水素濃度がその他の区画と比較して高くなっているが、爆轟の可能性が低いことを別紙 2 に

示す。

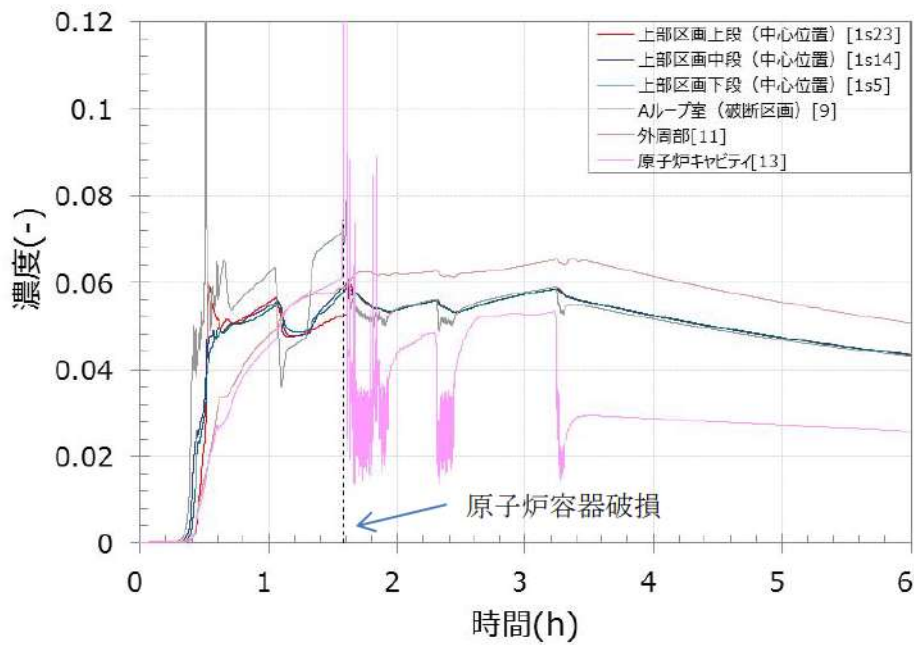
表3 申請書解析と感度解析の事象シナリオ比較

項目	3ルーブプラント		泊3号炉	考察
	申請ケース (AEI)	感度ケース (AEW)		
事故シナリオ	大LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ再循環成功 (水蒸気の凝縮により水素濃度が相対的に高くなる事象を想定)	大LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 (スプレイによる混合効果を排除するため)	申請書ケースの事故シナリオは同様。	3ルーブプラントと同様のシナリオを選定
解析条件	格納容器スプレイ	<input type="text"/> m ³ /h (最大流量)	<input type="text"/> m ³ /h (最大流量)	3ルーブプラントと同様の格納容器スプレイ流量
	破断位置	高温側配管の完全両端破断	高温側配管の完全両端破断	3ルーブプラントと同様の破断位置
	格納容器自由体積	67,400m ³	67,400m ³	3ルーブプラントと同等の格納容器自由体積
	PAR	有 (5台)	有 (5台)	3ルーブプラントと同様の性能のPARを同様の台数配置
解析結果	格納容器内スプレイは再循環運転成功により継続	格納容器内スプレイは約40分で再循環運転に失敗することにより停止	申請書ケースに対して、格納容器スプレイ再循環運転及び再循環失敗を考慮した場合、同様の挙動になると考えられる。	
	ジルコニウム-水反応による水素放出終了時点でスプレイは継続しており、格納容器内のドライ水素濃度は速やかに均一化した。	ジルコニウム-水反応による水素放出終了時点でスプレイは停止しているが、格納容器内には循環流が形成されており、格納容器内のドライ水素濃度は速やかに均一化した。	申請書ケースとして、格納容器スプレイ再循環運転を考慮した場合、図4に示すとおり、炉心溶融開始に伴い破断区画の水素濃度が上昇し、その後原子炉容器破損に伴い原子炉下部キャビティ区画の水素濃度が上昇する。その後、水素生成が低下することで各区画が均一化されるという一連の挙動は同様であり、再循環失敗を考慮した場合においても、同様の混合挙動になると考えられる。	

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

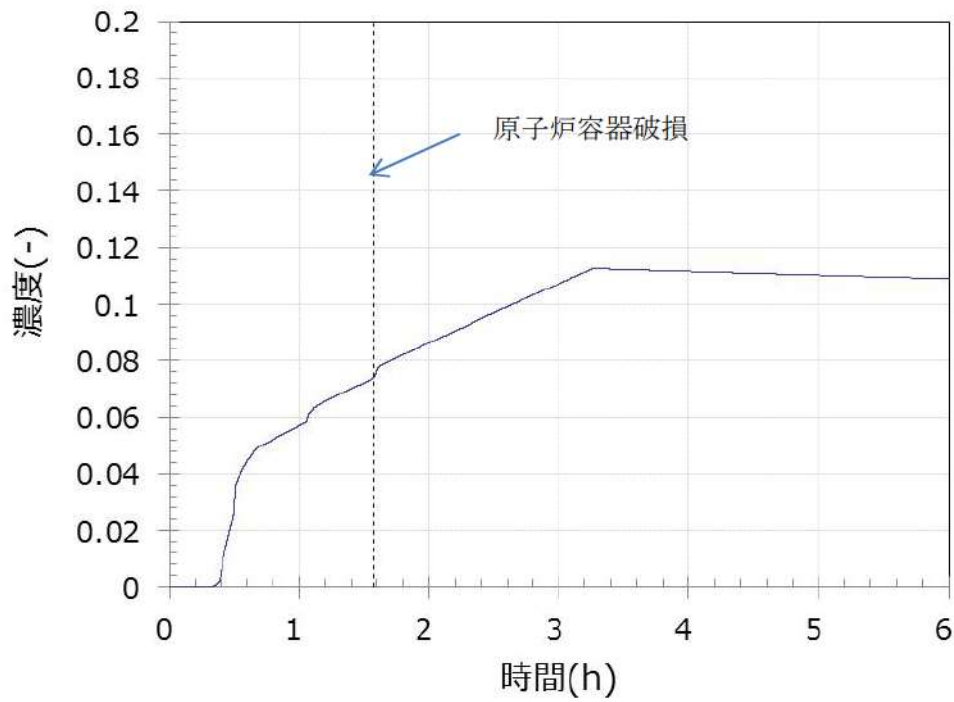


(a) 原子炉格納容器内平均濃度

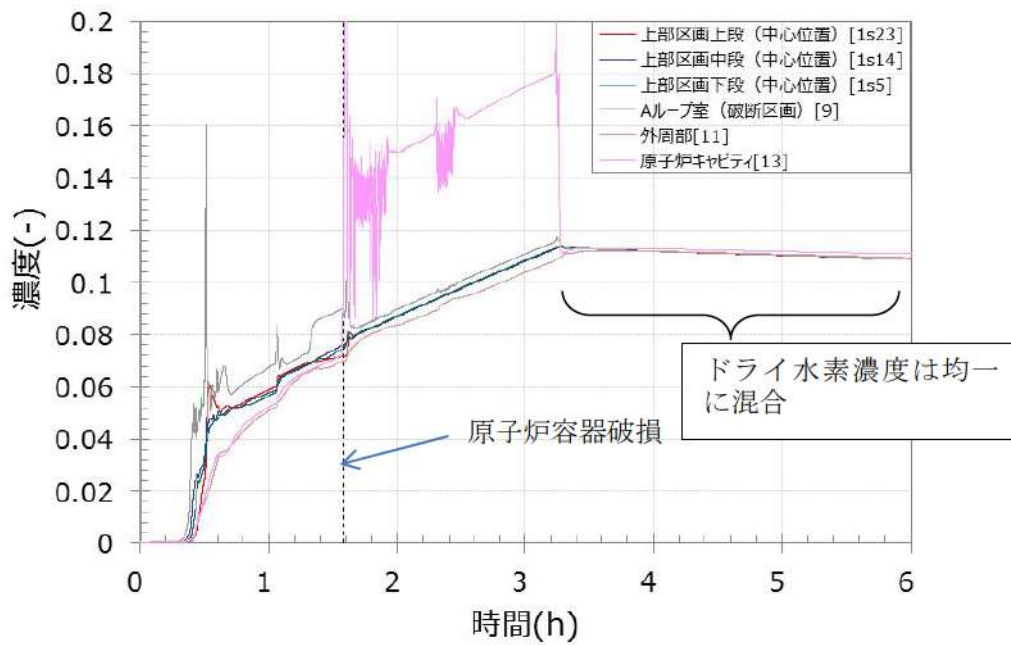


(b) 局所における水素濃度

図2 3ループプラントの感度ケース(AEW)におけるウェット水素濃度

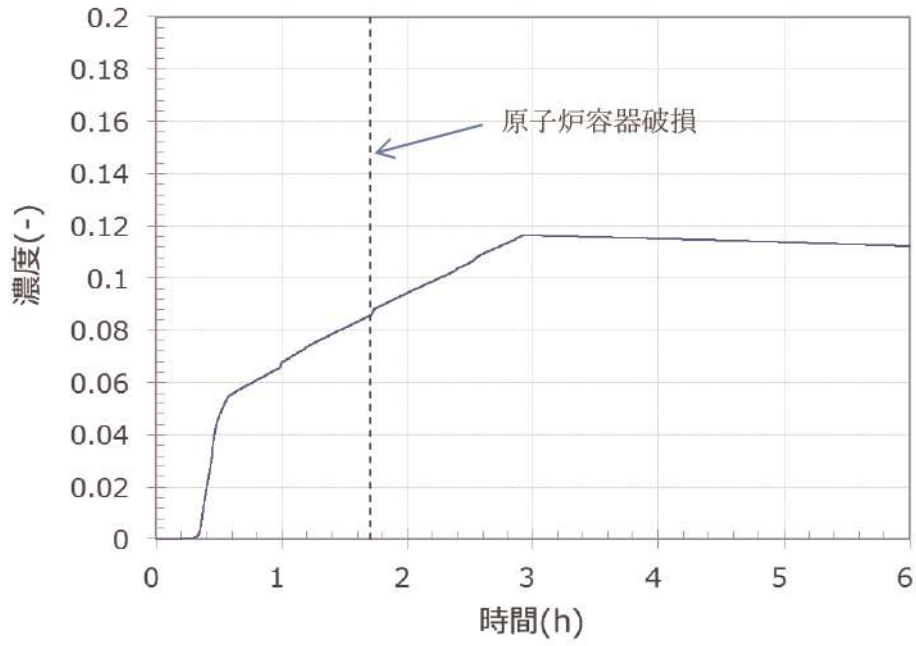


(a) 原子炉格納容器内平均濃度

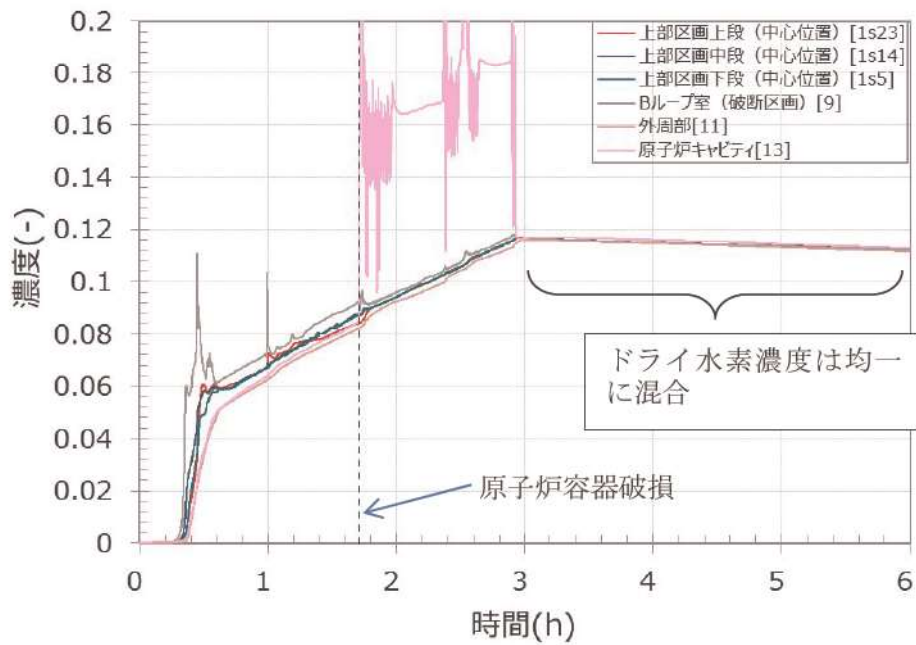


(b) 局所における水素濃度

図3 3ループプラントの感度ケース(AEW)におけるドライ水素濃度



(a) 原子炉格納容器内平均濃度



(b) 局所における水素濃度

図4 泊3号炉の申請書ケース(AEI)におけるドライ水素濃度

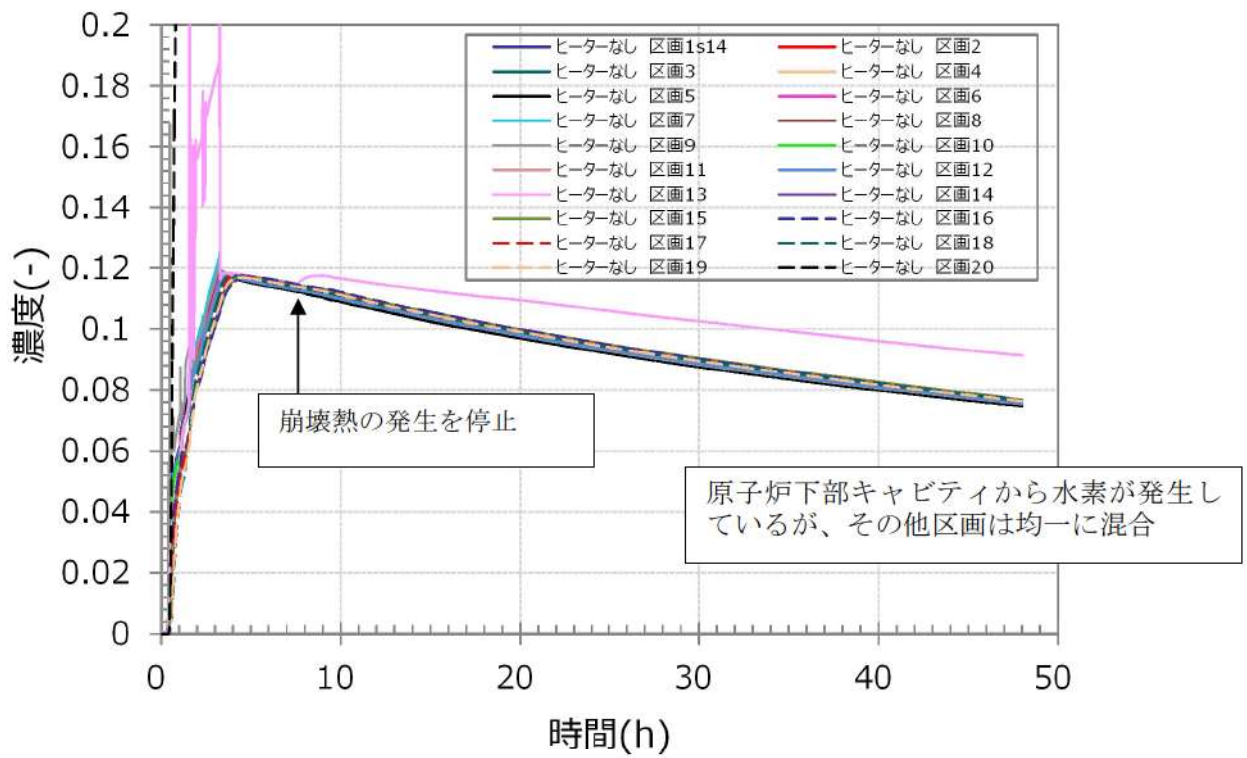


図5 3ループプラントの感度ケース(AEW)※におけるドライ水素濃度

※ 1Pd 到達時に崩壊熱をなくした条件

4. まとめ

NUPEC 試験において加圧器気相部を破断箇所想定した混合挙動試験の結果、ドーム部内で均一に混合し局所的な成層化は生じていないが、ドーム部で温度差が生じたことからドーム部とループ室・一般部の間に濃度成層化が生じたことが確認された。

実機においては原子炉格納容器のヒートシンクの熱容量が大きく放出蒸気により発生する温度勾配は小さく、また、格納容器内自然対流冷却や代替格納容器スプレイによって原子炉格納容器全体での循環流を発生させることにより濃度成層化が起こることはないものとする。

以 上

GOTHICによるNUPEC試験(M-8-1)の検証結果について

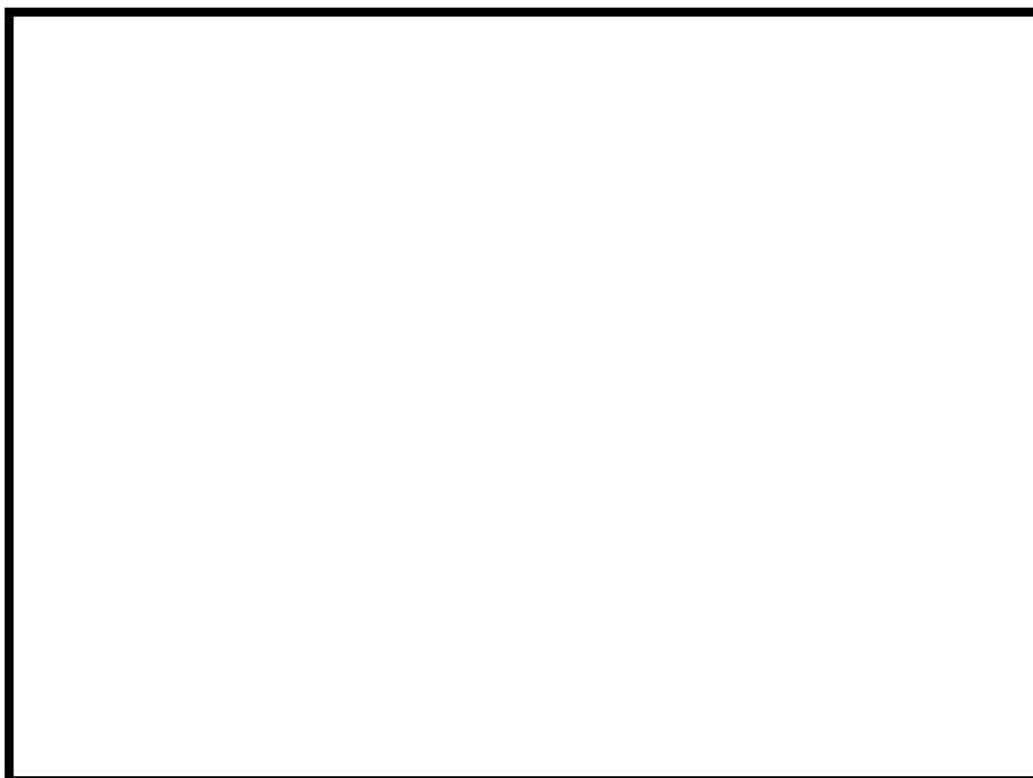
NUPEC試験のうち濃度成層化の生じたM-8-1試験に対して、GOTHICを用いた再現解析を実施した。

M-8-1試験は、加圧器気相部破断を想定したものであり、加圧器室内で発生したヘリウム（水素模擬）及び水蒸気は、加圧器室上端の開口部を經由して原子炉格納容器上部ドーム部へ直接放出されることから、ドーム部のヘリウム濃度が顕著に高くなることが同試験の特徴となる。

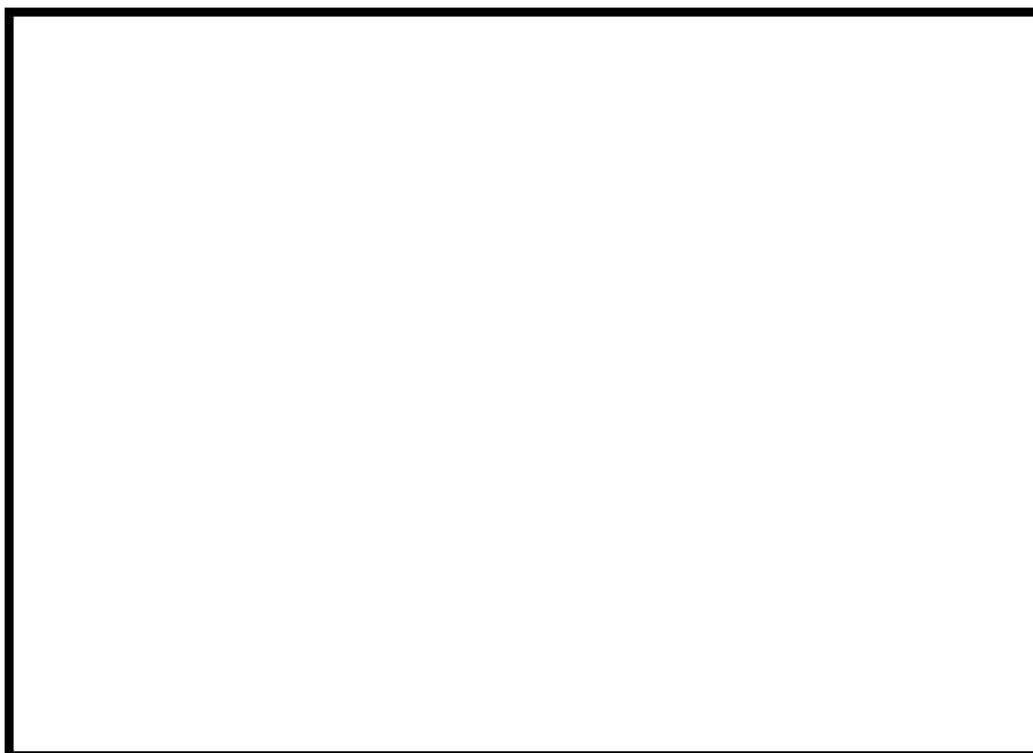
この挙動をGOTHICで模擬するためには、加圧器室開口部からドーム部への流れを適切に模擬する必要があり、で分割して検証解析を行った。

別図 1 に GOTHIC による検証結果を示す。原子炉格納容器上下部の濃度差については、試験結果で確認される顕著な濃度差の予測には至らないが、下部区画と比較してドーム部でよりヘリウム濃度が高くなる傾向は再現されている。また、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



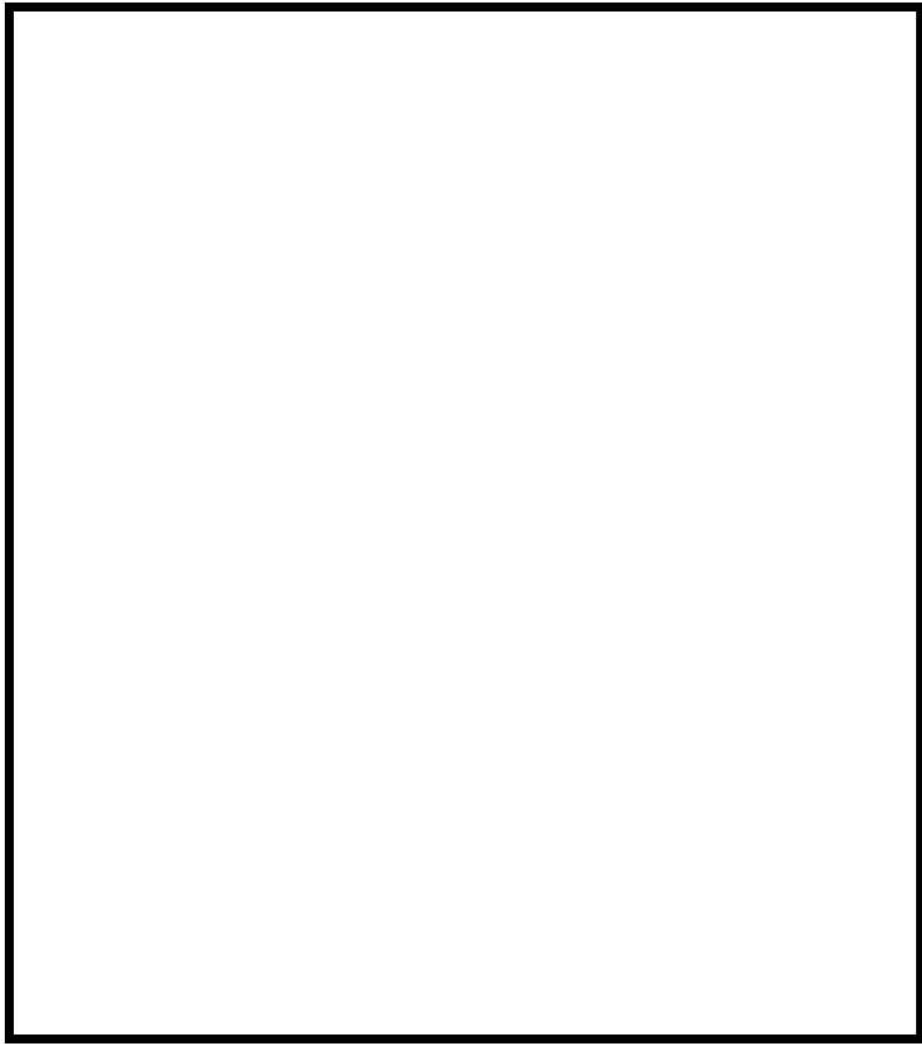
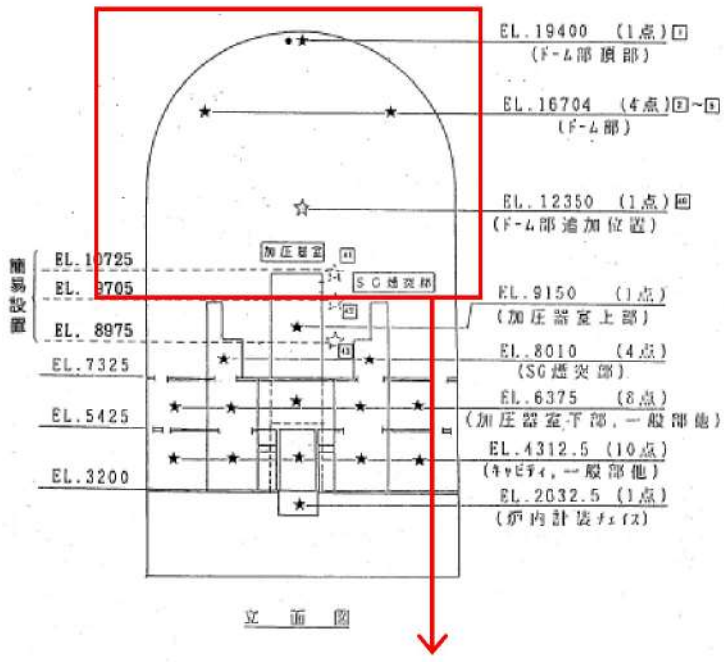
(a) NUPEC 試験結果 (M-8-1 試験)



(b) GOTHIC による検証結果 (M-8-1 試験)

別図 1 GOTHIC による M-8-1 の解析結果

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



別図2 解析モデルイメージ図

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

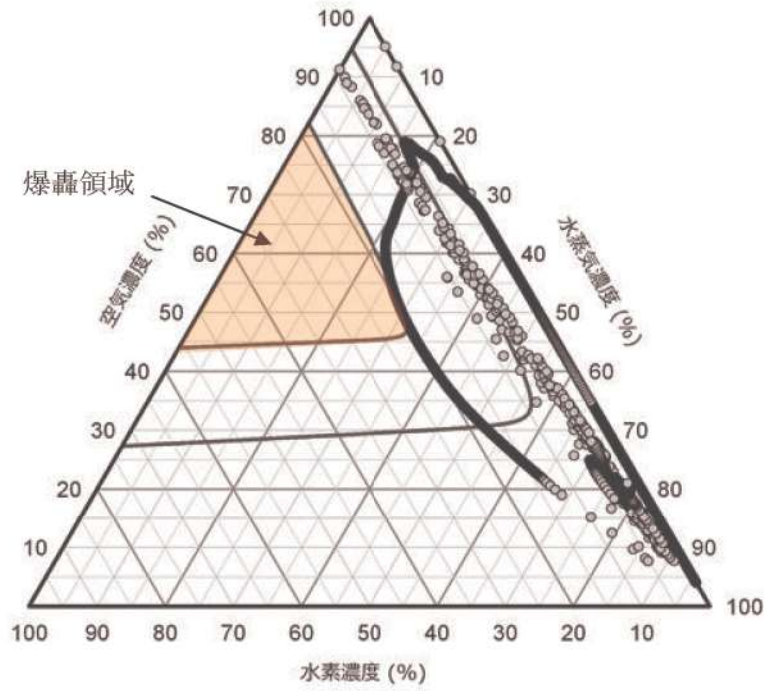
感度ケース(AEW)の原子炉下部キャビティ区画における爆轟の可能性について

原子炉容器破損後は、原子炉下部キャビティ区画が主な水素発生源となり、その他の区画と比較して水素が高濃度で推移するため、爆轟の影響について検討した。

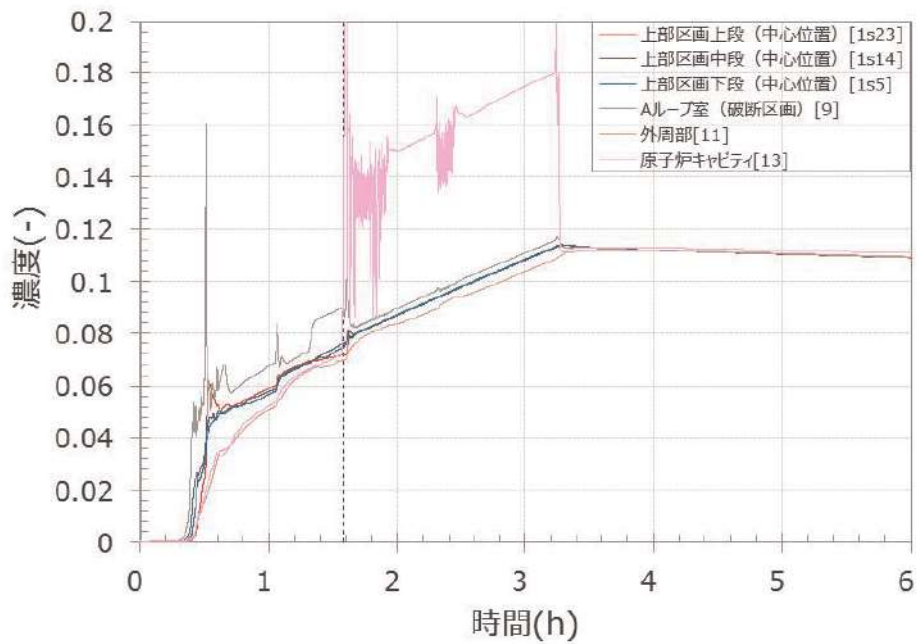
原子炉下部キャビティ区画の気相部の挙動としては、原子炉容器破損直後に原子炉容器から水素と水蒸気が発生し、その後は、溶融デブリの落下に伴う蒸気発生により長期にわたり水蒸気雰囲気となる。

別図 3 に感度ケース(AEW)の原子炉下部キャビティ区画の三元図及びドライ水素濃度を示す。別図 3 (a) のとおり、原子炉容器破損直後に約 15 秒間爆轟領域に入るものの、その後は速やかに水蒸気雰囲気となる。

なお、本評価は、ジルコニウム-水反応による水素発生量を 75% に補正しているため、水素発生源である原子炉下部キャビティ区画の水素濃度が相対的に高くなっている。別図 4 に 75% 補正をしない場合の三元図及びドライ水素濃度を示す。この結果、爆轟領域に至っていないことがわかる。

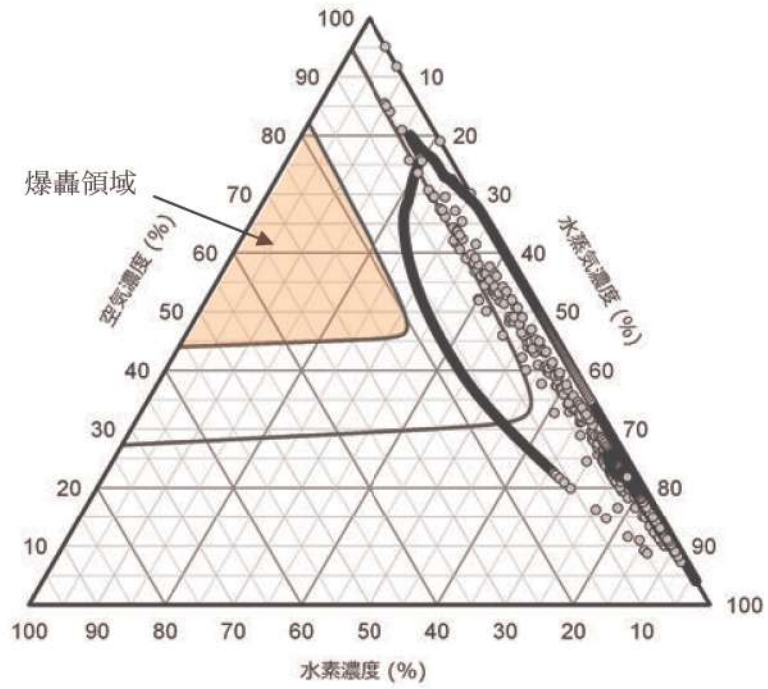


(a)原子炉下部キャビティ三元図

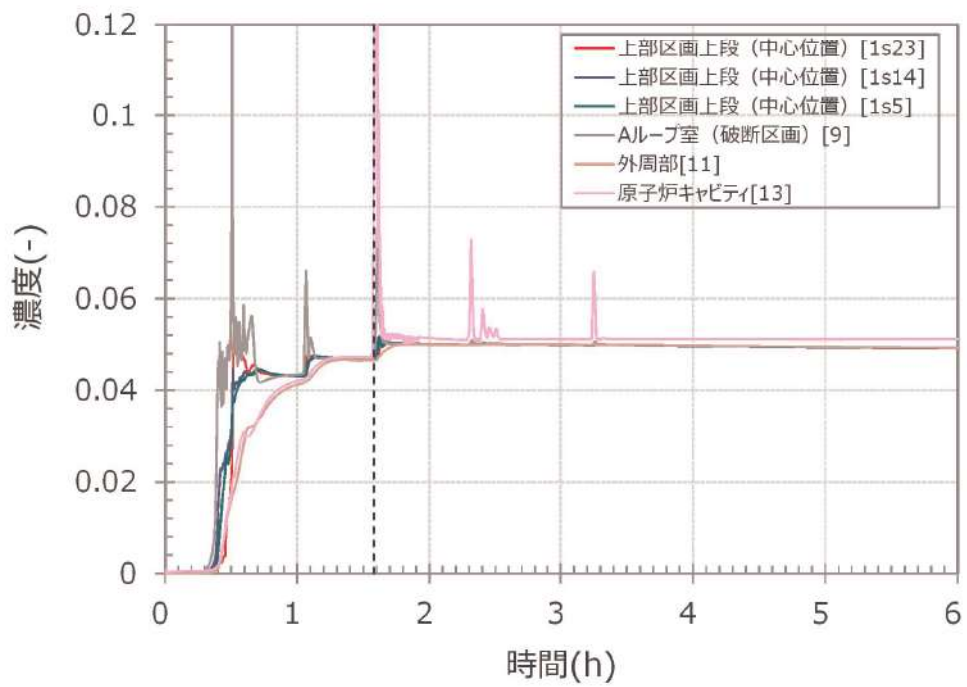


(b) ドライ水素濃度

別図3 3ループプラントの感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度(75%補正有)



(a)原子炉下部キャビティ三元図



(b) ドライ水素濃度

別図4 3ループプラント感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度 (75%補正無し)

(参考) NUPEC 試験条件

試験条件	NO	試験条件												
		CV初期温度 °C		He 放出		水蒸気放出			スプレイ水			He,水蒸気放出位置		
		流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	He,水蒸気 温度(°C)	温度 °C	流量 kg/s	時間 min					
2. CV 内 He 濃度分布・混合試験	M-2-2	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	—	—	—	SG 基礎部 D
4. 放出水蒸気による濃度分布・混合試験	M-4-1	RT	0.027	30	0.04	68	—	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク
5. スプレイによる He 濃度分布・混合試験	M-5-1	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	—	RT	5 (18m ³ /h)	30	加圧器逃がしタンク
7. スプレイによる He 濃度分布・混合試験	M-7-1	(初期) ~70	0.0	0	0.08	~110	—	—	—	—	(初期) 40	19.4 ↓ 19.4 (70m ³ /h)	0 ↓ 30	SG 基礎部 D
8. 上部破断による混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	115	—	—	—	—	—	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)
	M-8-2	(初期) ~70	0	0	0	90	—	—	—	—	(初期) 40	19.4 ↓ 19.4 (70m ³ /h)	0 ↓ 30	加圧器逃がし弁(加圧器室)

【 : 成層化現象は確認されていない
【 : ドーム部内放出箇所の上下で成層化を確認(上部では均一に混合)

AICC 評価について

1. はじめに

本評価では、可燃性ガスが蓄積し、その可燃性ガスが燃焼した場合の原子炉格納容器内圧力として、断熱等積完全燃焼 (AICC: adiabatic isochoric complete combustion) を想定した評価を実施した。

2. 評価の想定

全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応して水素が発生すると想定した場合に、これがすべて燃焼に寄与することを想定し、その際の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力を評価した。

3. 評価方法

(1) 評価条件

全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応した際に生成される水素の燃焼による AICC 時の原子炉格納容器 (以下、「CV」という。) 内の圧力上昇を評価する。主要な評価条件を表 1 に示す。

AICC の評価にあたっては、保守的に燃焼後の圧力が高くなるように、燃焼前の水蒸気濃度は、CV 全体燃焼が生じ得る最小限の水素濃度 (ウェット水素濃度 8 vol%) となる水蒸気濃度とする。

表 1 評価条件

項目	値	備考
全炉心内 Zr 質量	20,200kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量
初期 CV 内温度	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値
初期 CV 内圧力	大気圧 (101,325Pa[abs])	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値 (最小自由体積)
燃焼前ウェット水素濃度	8 vol%	火炎の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度

(2) 評価モデル

(a) 計算条件及び記号

- CV 内が飽和状態であると想定した上で燃焼前ウェット水素濃度 8 vol% になる水蒸気濃度
- 通常運転時の初期圧力 $P_0 = 101,325$ (Pa)
- 通常運転時の初期温度 $T_0 = 49$ (°C)
- 全炉心内ジルコニウム質量 $m_{Zr} = 20,200$ (kg)
- 断熱等積完全燃焼 (AICC: adiabatic isochoric complete combustion)
- 燃焼前の化学種は水素、酸素、窒素、水蒸気分子、燃焼後の化学種は酸素、窒素、水蒸気分子のみを仮定し、化学平衡計算は実施しない
- 化学種の定容比熱は定数とする^[1]
- AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用

(記号)

V_{cv}	: 原子炉格納容器自由体積 (m^3)
P_{cv}	: 圧力 (Pa)
T_{cv}	: 温度 (K)
n	: ガス分子数 (-)
m	: ガス質量 (kg)
M	: 分子量 (kg/kmol)
Q_H	: 水素の低発熱量 (1.209×10^8 J/kg) ^[2]
C_v	: 定容比熱 (J/kgK)
ρ_0	: 理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/ m^3)
R_0	: 一般ガス定数 (8,314 J/kmol · K)
$P_{sat}(T)$: 温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa) ^[3]
$()_0$: 運転時の状態
$()_i$: i 化学種の値 i=0(酸素)、i=N(窒素)、i=H(水素)、i=S(水蒸気)、 i=air(空気)、i=Zr(ジルコニウム)
$()'$: 燃焼後の値

(b) CV 内の酸素、窒素および水素質量

水素燃焼前の酸素、窒素および水素質量を算出する。これらは解析条件及び気体の状態方程式から以下のように算出できる。

$$\rho_0 = \frac{P_0}{R_0 T_0}$$

$$m_N = 0.78 V_{cv} \rho_0 M_{N_2}$$

$$m_O = 0.22 V_{cv} \rho_0 M_{O_2}$$

$$m_H = 2 \frac{m_{Zr}}{M_{Zr}} M_H$$

(c) 水素燃焼前の状態計算

水素燃焼前の水蒸気質量は、CV内が飽和状態であると想定した上でウェット水素濃度が8 vol%であることを条件に、状態方程式から求める。

$$\frac{\frac{m_H}{M_H}}{\frac{V_{cv} P_{sat}(T_{cv})}{R_0 T_{cv}} + \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}} = 0.08$$

$$m_s = \frac{V_{cv} P_{sat}(T_{cv})}{R_0 T_{cv}} M_s$$

$$P_{cv} = P_{sat}(T_{cv}) + \frac{R_0 T_{cv}}{V_{cv}} \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}$$

(d) 水素燃焼後の状態計算

水素燃焼後の状態を計算する。酸水素反応の化学量論的關係は次式で与えられる。



$$2 \frac{m_H}{M_H} + \frac{m_O}{M_O} \rightarrow 2 \frac{m_s}{M_s} + 2m_H Q_H$$

上記の關係から、酸素に対して水素が不足している状態における化学種の質量は次式で与えられる。ただし、燃焼後の反応に関係しない窒素を除く。

$$m'_H = 0$$

$$m'_s = m_s + m_H \frac{M_s}{M_H}$$

$$m'_O = m_O - 0.5m_H \frac{M_O}{M_H}$$

燃焼前後のエネルギー保存は次式で与えられる。

$$T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i} = T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H$$

※本式右辺の燃焼の定容比熱については、燃焼後の比熱を使用する方が保守的な評価となるため以降の評価では燃焼後の定容比熱を使用することとする。

上式から燃焼後の断熱温度が次式により求められる。

$$T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i}}$$

また、この時の圧力は次式より求められる。

$$P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i'}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

4. 検討結果

検討手順に基づいて、泊3号炉を対象に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼によるCV内の圧力上昇の算出結果を以下に示す。(ケース1)

燃焼前のCV内ウェット水素濃度：8 vol%

(ドライ条件に換算したCV内水素濃度約11.82 vol%)

燃焼前の圧力：0.088MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.443MPa[gage] < 最高使用圧力の2倍：0.566MPa[gage]

以上から、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼による原子炉格納容器内の圧力上昇を算出した結果、最高使用圧力の2倍以下となった。したがって、本事象についての判断基準を満たすことを確認した。

5. 感度解析

GOTHIC による解析で、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応する時点での、ウェット水素濃度約 9.2vol%における評価結果は以下の通りである。(ケース 2)

燃焼前の CV 内ウェット水素濃度：約 9.2vol%

(ドライ条件に換算した CV 内水素濃度約 11.65vol%)

燃焼前の圧力：0.057MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.421MPa[gage] < 最高使用圧力の 2 倍：0.566MPa[gage]

なお、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応した際に、水蒸気が無い、ドライ状態での評価結果は以下のとおりであり、燃焼前の原子炉格納容器内をウェット水素濃度 8 vol%相当まで水蒸気で加圧した条件が厳しくなることがわかる。(ケース 3)

燃焼前の水蒸気濃度：0vol%

(ドライ条件に換算した CV 内水素濃度約 11.82vol%)

燃焼前の圧力：0.014MPa[gage]

燃焼後の圧力：0.376MPa[gage] < 最高使用圧力の 2 倍：0.566MPa[gage]

各ケースの評価結果を表 2 にまとめる。

表 2 各ケースの評価結果

ケース	想定 Zr- 水反応 割合	初期水素濃度	燃焼前圧力 MPa[gage]	燃焼後圧力 MPa[gage]	圧力上昇幅 MPa
1	75%	ウェット 8 vol% (水素：332.1[kmol]) (空気：2477.9[kmol]) (水蒸気：1341.6[kmol])	0.088	0.443	0.355
2	75%	ウェット約 9.2vol% (水素：326.8[kmol])※ (空気：2477.8[kmol]) (水蒸気：764.9[kmol])	0.057	0.421	0.364
3	75%	ドライ約 11.8vol% (水素：332.1 [kmol]) (空気：2477.9 [kmol]) (水蒸気：-)	0.014	0.376	0.362

※：GOTHIC 評価結果から引用しており、約 2.9 時間時点までの原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) による水素の処理を考慮

6. 参考文献

- [1] 伝熱工学資料, 日本機械学会
- [2] 燃焼工学ハンドブック, 日本機械学会
- [3] 日本機械学会蒸気表, 日本機械学会

(参考1)

表3 評価条件及び計算結果の比較 (ケース1、ケース3)

パラメータ		ケース1	ケース3
P_0	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325	←
R_0	一般ガス定数 (J/kmol・K)	8,314	←
T_0	初期 CV 内温度 (K)	322.15	←
ρ_0	理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m ³)	0.037831	←
V_{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	65,500	←
M_N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134	←
m_N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	54,144	←
M_O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988	←
m_O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	17,444	←
m_{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	15,150	←
M_{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224	←
M_H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588	←
m_H	(燃焼前) 水素質量(kg)	669.6	←
T_{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	359.63	—
$P_{sat}(T_{cv})$	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	61,241	—
m_s	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	24,169	0
P_{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.088	0.014
m'_s	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	30,153	5,984
m'_o	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,130	←
$C_{v,N}$	窒素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	875.9204	932.4449
$C_{v,O}$	酸素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	833.2130	872.1521
$C_{v,S}$	水蒸気の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	1,847.723	2,080.520
$C_{v,H}$	水素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	10,902.95	11,614.74
Q_H	水素の低発熱量(J/kg) ^{*2}	1.209×10^8	←
T_{cv}'	(燃焼後) CV 内温度(K)	1,077	1,423
P_{cv}'	(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gage])	0.443	0.376
$P_{cv}' - P_{cv}$	圧縮上昇幅(MPa[gage])	0.355	0.362

*1 燃焼後の定容比熱を使用。

*2 発熱量には燃焼時に発生する水蒸気の凝縮潜熱を含めた高発熱量と凝縮潜熱を含めない低発熱量がある。

本評価では、AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用。

(参考2)

燃焼後の温度算出式において燃焼後の定容比熱を使用している理由について

燃焼前後のエネルギー保存式から求めた以下の燃焼後の温度の算出式において、分子は燃焼前の混合気体全体の内部エネルギーと燃焼エネルギーの和であり、分母は燃焼後の混合気体全体の熱容量を表している。

$$T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i C_{v,i}}$$

今回の評価においては、内部エネルギーを最大化して保守的な評価を行えるように、分子に燃焼後の大きな比熱を与えることで、燃焼前の比熱を使用した場合に比べ表4及び表5に示すとおり燃焼後の温度は保守的な値となっている。上記の計算に使用した原子炉格納容器気体の燃焼前後の質量・比熱・熱容量については表6及び表7に示すとおりである。

また、圧力については以上のように保守的に求めた燃焼後の温度を用いて、以下の式より燃焼後の圧力を用いている。表8に計算結果を示す。

$$P_{cv}' = P_{CV} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{CV} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$$

上記の式より、圧力に対しても保守的に求められた燃焼後の温度を使用することで、保守的な燃焼後の圧力を得ることができる。

表4 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース1 (ウェット)

比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考
燃焼後	燃焼後	1077	0.443	今回の評価
燃焼前	燃焼後	1012	0.411	

表5 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース3 (ドライ)

比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考
燃焼後	燃焼後	1423	0.376	今回の評価
燃焼前	燃焼後	1358	0.354	

表6 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース1 (ウェット)

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量(kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	2.42E+04	9.64E+04
	比熱(J/kgK)	7.45E+02	6.78E+02	1.03E+04	1.43E+03	9.71E+02
	熱容量(J/K)	4.04E+07	1.18E+07	6.91E+06	3.45E+07	9.36E+07
中間	質量(kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.35E+02	2.72E+04	9.64E+04
	比熱(J/kgK)	8.06E+02	7.77E+02	1.05E+04	1.64E+03	1.07E+03
	熱容量(J/K)	4.37E+07	1.15E+07	3.51E+06	4.45E+07	1.03E+08
燃焼後	質量(kg)	5.41E+04	1.21E+04	0.00E+00	3.02E+04	9.64E+04
	比熱(J/kgK)	8.76E+02	8.33E+02	1.09E+04	1.85E+03	1.17E+03
	熱容量(J/K)	4.74E+07	1.01E+07	0.00E+00	5.57E+07	1.13E+08

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表7 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース3 (ドライ)

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量(kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	0.00E+00	7.23E+04
	比熱(J/kgK)	7.43E+02	6.62E+02	1.02E+04	1.41E+03	8.11E+02
	熱容量(J/K)	4.02E+07	1.15E+07	6.85E+06	0.00E+00	5.86E+07
中間	質量(kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.35E+02	2.99E+03	7.23E+04
	比熱(J/kgK)	8.55E+02	8.18E+02	1.07E+04	1.78E+03	9.31E+02
	熱容量(J/K)	4.63E+07	1.21E+07	3.59E+06	5.32E+06	6.73E+07
燃焼後	質量(kg)	5.41E+04	1.21E+04	0.00E+00	5.98E+03	7.23E+04
	比熱(J/kgK)	9.32E+02	8.72E+02	1.16E+04	2.08E+03	1.02E+03
	熱容量(J/K)	5.05E+07	1.06E+07	0.00E+00	1.24E+07	7.35E+07

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表8 AICC 評価の計算結果

	燃焼	気体	窒素	酸素	水素	水蒸気	合計	温度 (K)
		M	28.0134	31.9988	2.01588	18.01528		
ケース1 (ウエット)	前	m (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	2.42E+04	—	359.63
		n (=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	1.34E+03	4.15E+03	
	後	m' (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	3.02E+04	—	1077
		n' (=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	1.67E+03	3.99E+03	
ケース3 (ドライ)	前	m (kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	0	—	322.15
		n (=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	0	2.81E+03	
	後	m' (kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	5.98E+03	—	1423
		n' (=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	3.32E+02	2.64E+03	
気体	n' / n	T_{cv}' / T_{cv}	$(n' / n) \times (T_{cv}' / T_{cv})$	P_{cv} (MPa[abs])	P_{cv}' (MPa[abs])	P_{cv} (MPa[gage])	P_{cv}' (MPa[gage])	圧力上昇幅 (MPa)
ケース1 (ウエット)	0.96	2.99	2.87	0.190	0.545	0.088	0.443	0.355
ケース3 (ドライ)	0.94	4.42	4.16	0.115	0.478	0.014	0.376	0.362

注：M(分子量)、m(質量 kg)、m/M(モル数)

安定状態について

水素燃焼（大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱の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。

【安定状態の確立について】

原子炉格納容器安定状態の確立について

【格納容器スプレイ再循環運転が可能な場合】

第 7.2.4.13 図及び第 7.2.4.14 図の解析結果より、格納容器スプレイ再循環運転を開始することで原子炉格納容器の圧力及び温度が低下に転じる、事象発生の約 3 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

【格納容器スプレイ再循環運転が不可能な場合】

事象発生から格納容器内自然対流冷却を開始するまでの時間（約 2 時間）に、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始後、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じるまでの時間（約 25 時間^{*}）を足した事象発生の約 27 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

※評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を参考として、第 7.2.1.1.9 図及び第 7.2.1.1.10 図の原子炉格納容器圧力及び温度の解析結果より、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始から原子炉格納容器圧力及び温度が安定し、低下に転じる時間。

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。

【安定状態の維持について】

上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。

溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の 原子炉格納容器内水素濃度について

1. はじめに

溶融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）によるコンクリート侵食及びそれに伴う水素の追加発生を考慮した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、有効性評価で示す評価結果を上回る可能性があると考えられる。

したがって、以下のとおり MCCI の現象の不確かさを考察した上で、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり面積を小さく設定した極端な解析条件における感度解析を実施し、有効性評価結果への影響を確認した。

その結果、ドライ条件に換算した水素濃度は、有効性評価において約 11.7vol%以下であるのに対して、MCCI による追加水素を考慮した場合においても約 12.5vol%以下となり、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た。

2. MCCI の現象の不確かさについて

コンクリート侵食に至る過程は、

- ① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程
- ② 溶融炉心の冷却過程
- ③ コンクリートの侵食過程

のように段階的に進展する。それぞれの現象の不確かさによる影響と、解析上の取り扱いは、以下のとおりである。

① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程

溶融炉心の拡がり面積により、水・コンクリートへの伝熱面積に影響が生じる。

解析上の溶融炉心の拡がり面積は、PULiMS 実験により得られた知見に基づいて設定している。

実機条件においては、溶融炉心の落下過程において細粒化する溶融炉心の量はわずかであるため、相当量の溶融炉心が固化されないまま原子炉下部キャビティ床に堆積する。このため、PULiMS 実験による知見から、実機条件においては溶融炉心の拡がり面積は大きくなると考えられるが、MCCI の観点で厳しくなるように拡がり面積を極端に小さく設定した場合の感度解析を 3 項において実施する。

② 溶融炉心の冷却過程

水-溶融炉心間の冷却により、コンクリートへの伝熱量に影響が生じる。

実現象としては、クラスト表面に亀裂が生じることによるクラストへの浸水及びクラストの表面形状の凹凸による伝熱面積の増加により、溶融炉心の冷却は促進されるが、解析上は、これらの現象を取り扱っていない保守的なモデルとなっており、発熱体を平板状と模擬し、Kutateladze の相関式によって伝熱量を評価したモデルとなっている。

3 項において、水-溶融炉心間の熱流束の影響を考慮した条件も組み合わせて感度解析を実施する。

③ コンクリートの侵食過程

コンクリートの侵食により、追加水素の発生量に影響が生じる。

溶融炉心とコンクリートの伝熱については、実現象としては、溶融炉心の表面形状により発熱体とコンクリートの接触面積の不確かさが存在するが、解析上は、平板状の発熱体がコンクリートと密着した保守的なモデルになっている。

また、溶融炉心からの伝熱によるコンクリート侵食量については、コンクリートの組成、融点等の物性値が把握されていることから、評価上の不確かさは存在しない。さらに、コンクリート溶融により発生する水蒸気等のガスの全量が、溶融炉心に侵入するように保守的なモデルとなっており、溶融炉心内におけるガスと金属との化学反応による水素発生量を化学平衡計算により評価している。

3. 追加水素発生による影響評価

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 (AEI)」は、原子炉下部キャビティ水位が高く、かつ、水温が低くキャビティ水の密度が大きいことから、溶融炉心の冷却が促進され、MCCI の観点では厳しくならない。

一方、MCCI の観点で厳しい評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 (AED)」である。

このため、水素濃度をより厳しい条件で評価する観点から、表 1 のとおり、AED において原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件で感度解析を実施し、そこで得られた水素発生量を AEI による水素濃度評価に足し合わせることで原子炉格納容器内水素濃度評価を実施した。なお、MAAP コードによる解析で考慮しているコンク

リート含有成分及びその比率は、表 2 に示すとおりである。

感度解析の結果を図 1、図 2 及び図 3 に示す。床面で約 18cm、壁面で約 18cm のコンクリート侵食が生じ、水素が生成されるが、コンクリート侵食の停止に伴い水素の発生が停止している。水素発生量は表 3 のとおり、ジルコニウムに起因するものであり、全炉心内のジルコニウム量の約 6 % が反応している。

この MCCI による追加水素発生量を加えた場合においても、図 4 に示すとおり、ドライ条件に換算した水素濃度は約 12.5vol% 以下となり、13vol% を下回ることを確認した。

以上

表1 感度ケースの解析条件

項目	パラメータ	設定値	設定根拠
基本 ケース	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値
感度 ケース	代替格納容器 スプレイ作動	炉心溶融後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
	エントレイン メント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
	溶融炉心の 拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 (注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 (注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 (注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定

(注) 大気圧条件

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表2 MAAP コードによる解析で考慮している
コンクリート含有成分及びその比率

成分	比率
SiO ₂	0.67
CaO	0.10
Al ₂ O ₃	0.06
K ₂ O	0.04
MgO, MnO, TiO ₂	0.01
Fe ₂ O ₃	0.03
H ₂ O	0.08
CO ₂	0.01

表3 MCCIによる水素発生量の推移

時刻		RV 破損前	RV 破損後 30 分	RV 破損後後期
		1.6 時間	2.1 時間	10 時間
MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小 計	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)

※ () 内は全炉心ジルコニウム量の 100%が反応した場合の水素発生量 (約 882.6kg) に対する割合

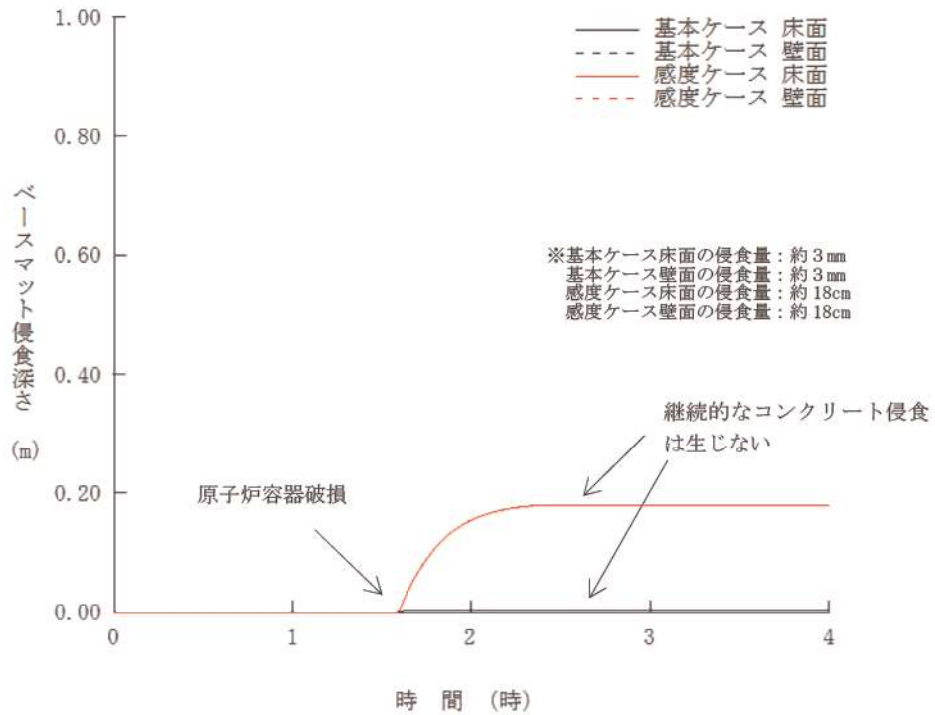


図1 ベースマット侵食深さの推移
(感度ケースにおける追加水素発生量)

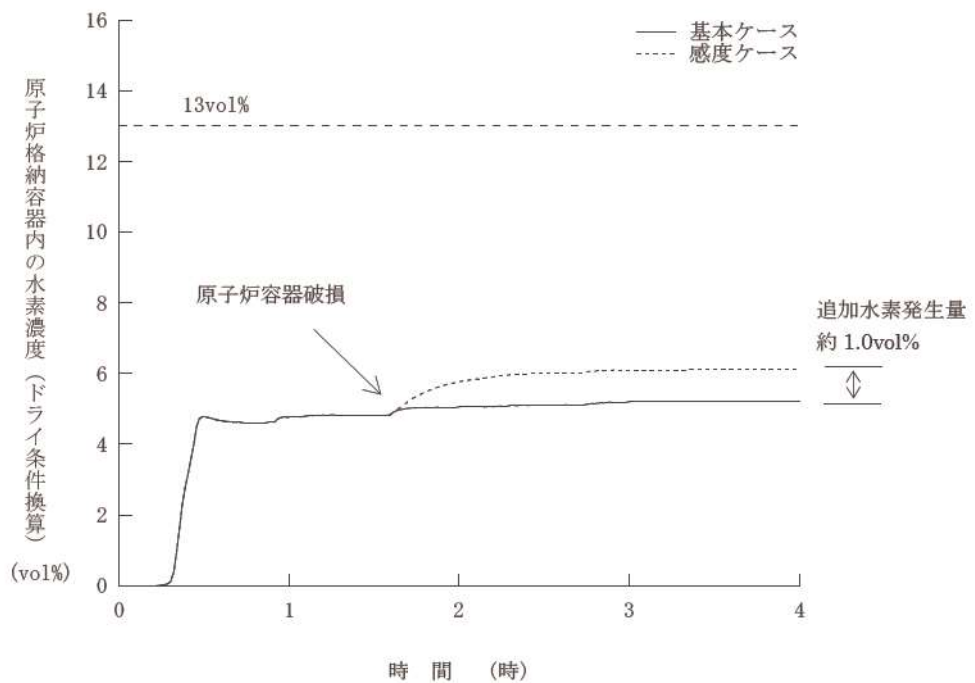


図2 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移
(感度ケースにおける追加水素発生量)

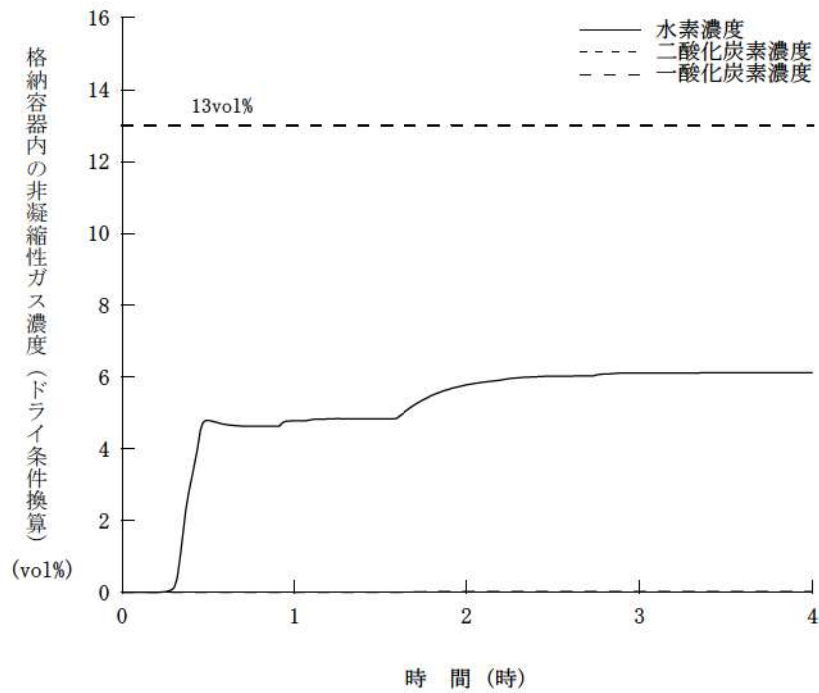


図3 非凝縮性ガスの濃度の推移 (MCCI の観点で厳しくなる感度ケース)

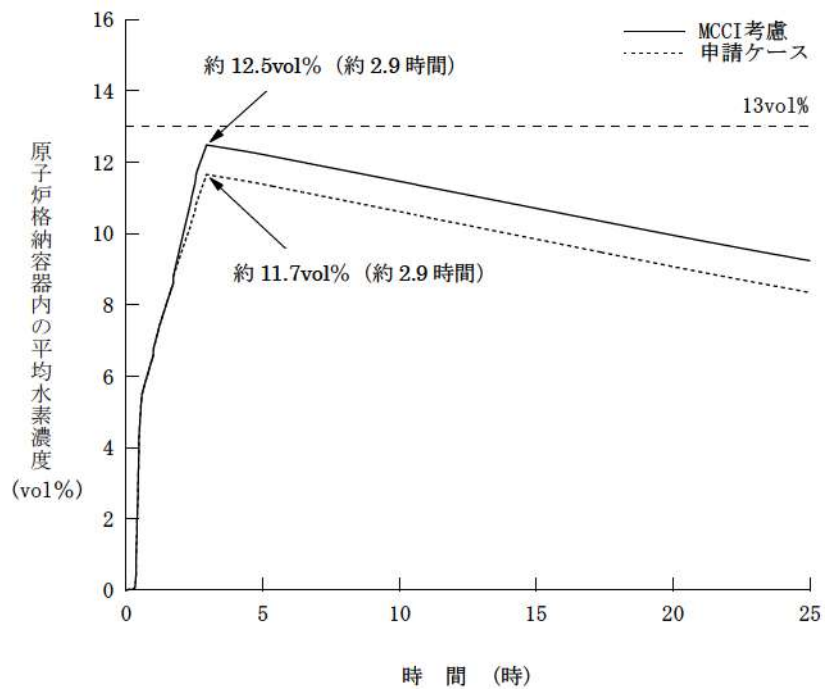


図4 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移

※保守的に、MCCI による追加発生分に対する水素処理は考慮していない。

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

1. はじめに

事前水張された原子炉下部キャビティのプール水中に落下する溶融炉心は、一部が細粒化し、残りは連続相として原子炉下部キャビティ床に堆積する。溶融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学（KTH）の解析研究により得られた凝集モードマップ^[1]に基づく、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャビティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心が連続層として堆積（ケーキ状）する。

一方、細粒化及び堆積挙動には不確かさがあることから、連続層表面に粒子状デブリが形成する可能性はある。粒子状デブリは連続層に比べて空隙が大きく、冷却材を浸透しやすいため、冷却の観点で有利と考えられるが、仮に空隙が小さいと、冷却材の浸透性が悪くなる恐れもある。

以上を踏まえ、原子炉下部キャビティ床に溶融炉心が落下した時点から、連続層上部に粒子状ベッドが形成した条件にて影響を確認する。

2. 評価条件

基本ケースの評価条件に対する変更点を表1にまとめる。粒子状ベッドのドライアウト熱流束を評価する解析モデルがいくつか提案されているが、Lipinski 0-D モデル^{[2][3]}が広く使われている。ここでは、Lipinski 0-D モデルにより粒子状ベッドのドライアウト熱流束を保守的に評価し、その結果を参考に Kutateladze 係数を 0.05 と設定することで、保守的な評価条件とした。詳細は以下の通り。

Lipinski 0-D モデルでは主なパラメータは粒子径、空隙率、堆積高さ、圧力があり、ドライアウト熱流束を保守的に予測する観点から、各パラメータを以下のように想定した。

- ・粒子径は、これまでの実験等の知見により 3～7 mm と報告されており^[4]、小さい方が保守的であるため 3 mm を想定する。
- ・空隙率は、おおむね 0.3 以上が報告されているが^[4]、小さい方が保守的であるため、粒子の充填状態の幅を考慮して 0.26（面心立方格子、最稠密）を想定する。
- ・粒子状ベッドの堆積高さは、空隙率とデブリ総量に依存する。基本ケースに

において、原子炉容器から溶融炉心の流出は約 2.8 時間で停止し、その時点で流出総量は約 t である。堆積高さは高いほど保守的であるため、ここでは全量の細粒化を想定し、上記で設定した空隙率を用いて堆積高さを m と想定する。

- ・ 圧力は、事象進展により変化することからパラメータとする。

上記の保守的な粒子状ベッド条件において Lipinski 0-D モデルによりドライアウト熱流束を評価し、MAAP に適用されている Kutateladze 型の水平平板限界熱流束と比較した結果を図 1 に示す。Lipinski 0-D モデルにより評価された保守的なドライアウト熱流束は、Kutateladze 係数 0.05～0.06 に相当する。このため、本感度解析では Kutateladze 係数を 0.05 と設定した。

表 1 上面熱流束係数の基本ケースと感度解析ケース

パラメータ	基本ケース	感度解析ケース	設定根拠
Kutateladze 係数 (Ck)	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	0.05 (0.4 MW/m ² 相当 ^(注))	Lipinski 0-D モデルによる評価において、粒子径 3mm、空隙率 0.26、ベッド堆積高さ <input type="text"/> m とした場合のドライアウト熱流束よりも保守的な設定

(注) 大気圧条件

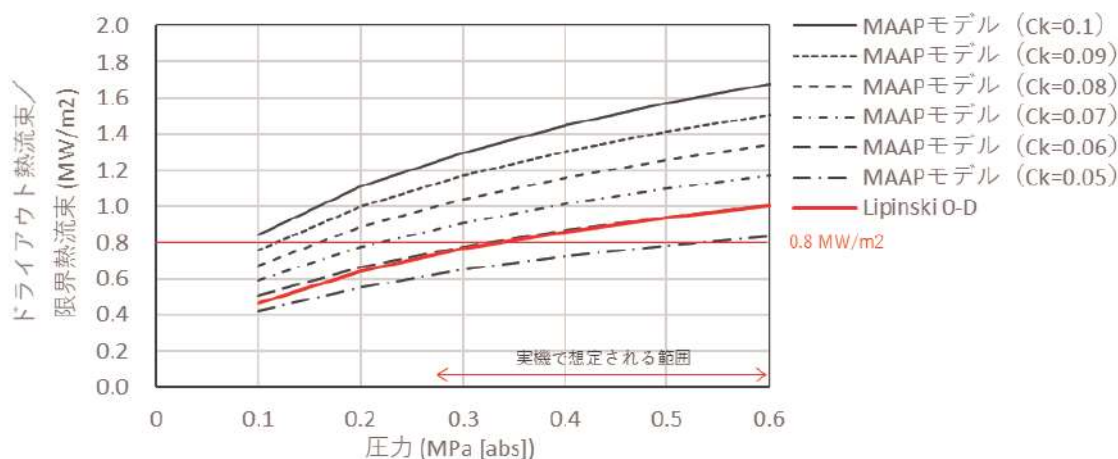


図 1 Lipinski 0-D モデルによるドライアウト熱流束評価結果
(粒子径 3 mm、空隙率 0.26、ベッド堆積高さ m)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

3. 評価結果

評価結果を図2に示す。感度解析では、基本ケースに比べて溶融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、溶融炉心が十分冷えるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、本感度解析では、コンクリート侵食は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、その値は、床面で約1.4cm、壁面で約1.4cmにとどまる。

なお、コンクリート侵食に伴う水素発生量の増加は、長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で0.2vol%程度にとどまる。

以上のことから、溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮した場合でも、コンクリート侵食量及びMCCIによって発生する非凝縮性ガスの影響は小さい。

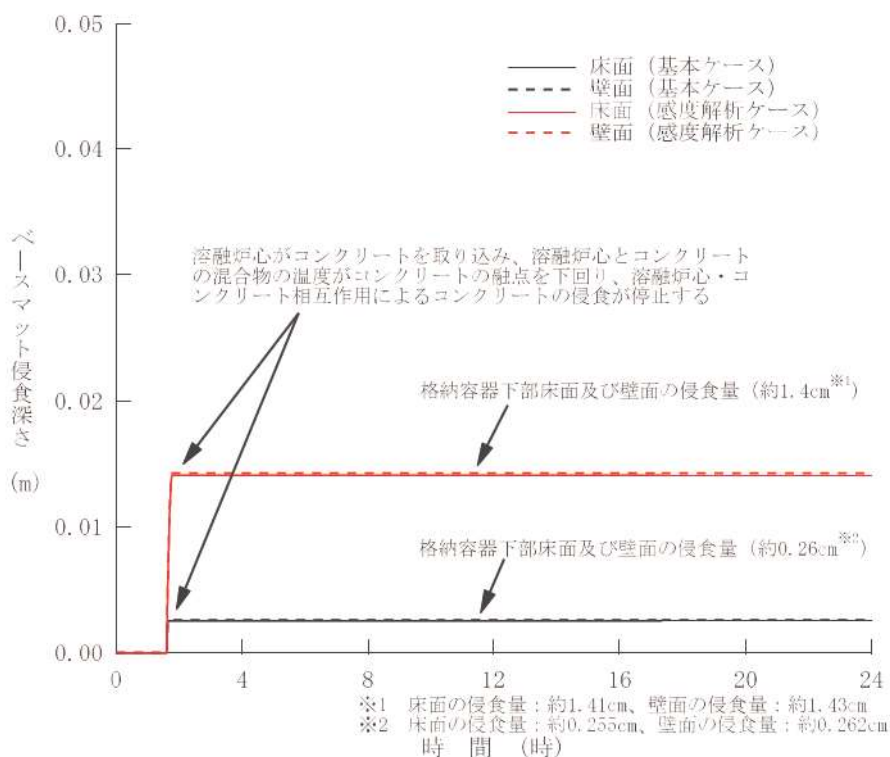


図2 ベースマット侵食深さの比較

参考文献：

- [1] P. Kudinov and M. Davydov “PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT”, NURETH14-543
- [2] R. J. Lipinski, “A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds”, NUREG/CR-2646, SAND82-0765, R7 (1982), Sandia National Laboratory.
- [3] R. J. Lipinski, “A Particle-Bed Dryout Model with Upward and Downward Boiling,” Trans. Amer. Nucl. Soc., 35, 358 (1980).
- [4] (財)原子力安全研究協会、「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」、平成13年7月

事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合の
ドライ水素濃度について

水素燃焼に係る有効性評価においては、審査ガイドにおいて「全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする」とされている。このため、MAAPの評価結果のジルコニウム-水反応による水素生成期間において、一定速度でジルコニウム-水反応量が増加すると仮定して全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正し、GOTHICにて原子炉格納容器内の水素混合気の挙動を計算している。

ここでは、気体の状態方程式を用い、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合の原子炉格納容器内のドライ換算水素濃度を以下のとおり計算した。

ジルコニウムの水による酸化反応は次の式で表される。



従って、ジルコニウム-水反応により生成される水素のモル数は次の式のとおりである。

$$n_{\text{H}_2} = 2m_{\text{Zr}} / M_{\text{Zr}} \quad (W_{\text{H}_2} = 2 n_{\text{H}_2}) \quad (2)$$

ここで、

- m_{Zr} : Zr質量 約15.15 t (全炉心ジルコニウム量の75%)
- M_{Zr} : Zr原子量 91.224 g/mol
- n_{H_2} : 生成される水素のモル数
- W_{H_2} : 生成される水素の重量

また、原子炉格納容器内の空気のモル数は空気を理想気体として扱くと次の式で表される。

$$n_{\text{Air}} = P_{\text{cv}}V_{\text{cv}} / RT_{\text{cv}} \quad (3)$$

ここで、

- R : 気体定数 8.314 J/(K・mol)
- T_{cv} : 原子炉格納容器内温度 49°C
(通常運転時の原子炉格納容器内温度の最大値を使用)
- P_{cv} : 原子炉格納容器内圧力 約 1.01×10^5 Pa (大気圧: 1atm)
- V_{cv} : 原子炉格納容器自由体積 65,500m³
- n_{Air} : 原子炉格納容器内の空気のモル数

従って、保守的に水蒸気を考慮しない原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度は(2)、(3)式の空気及び水素のモル数から次の式で表される。

$$C_{\text{H}_2, \text{dry}} = (n_{\text{H}_2} / (n_{\text{Air}} + n_{\text{H}_2})) \times 100 = \text{約}11.82\text{vol}\%$$

ここで、

$C_{\text{H}_2, \text{dry}}$: 原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度

以上のおり、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合においても、水素爆轟の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が13vol%に到達することはない。なお、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置 (PAR) の効果により減少する。

以 上

格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について

炉心損傷時に熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮し全炉心内のジルコニウムの81%が水と反応とした場合の原子炉格納容器内の水素発生挙動解析(MAAP/GOTHIC解析)より、原子炉格納容器内の水素濃度を8 vol% (ウェット換算)程度に抑えることができることを確認している。

図1に格納容器水素イグナイタ(以下、「イグナイタ」という。)を設置した場合の原子炉格納容器内のウェット換算した水素濃度の推移、図2にイグナイタを設置した場合の原子炉格納容器内のドライ換算した水素濃度の推移を示す。同図より、イグナイタにより初期に原子炉格納容器内に大量発生する水素濃度のピークを抑える効果のあることが確認できる。

【評価条件】

- ・全炉心 81%ジルコニウム-水反応(熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮)を仮定、水の放射線分解、金属腐食、ヒドラジンの放射線分解を考慮
- ・大LOCA+ECCS注入失敗のケース
- ・原子炉格納容器内水素処理装置5個、イグナイタ12個設置
- ・水素濃度8 vol% (ウェット換算)で着火するとした。

水素濃度が8 vol%に到達した区画から順次燃焼することで水素濃度のピークは抑えられている。

長期的に原子炉格納容器内水素処理装置での再結合により水素濃度が低下している。

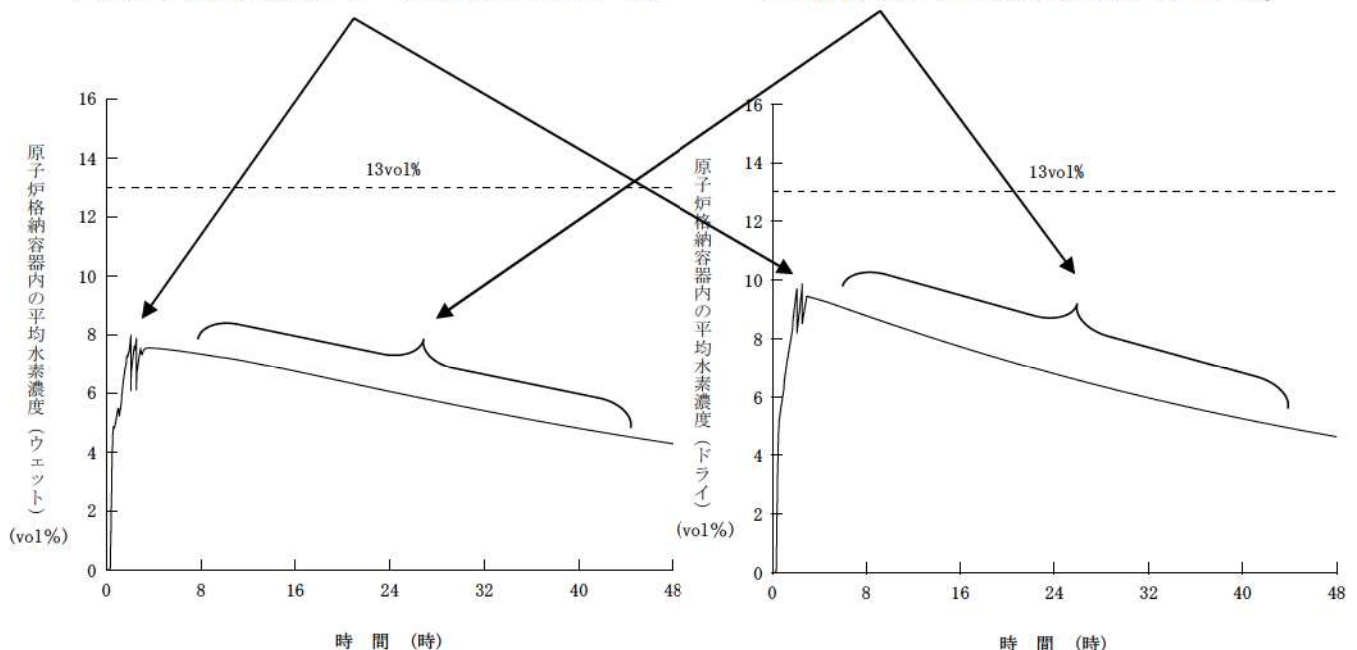


図1 原子炉格納容器平均ウェット水素濃度

図2 原子炉格納容器平均ドライ水素濃度

格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置

1. 原子炉格納容器内の水素混合について

重大事故時に発生する原子炉格納容器内の水素の混合挙動については、原子炉格納容器内に発生する循環流によって原子炉格納容器内の水素濃度は均一化し、格納容器スプレイ等により水素の混合が促進され则认为している。

格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、原子炉格納容器内での水素の混合促進に寄与する対策として、①代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備 (NUPEC 報告書^{*1}でも提言) しており、原子炉格納容器内の上下区画において水素の濃度差が生じる水素の成層化が起こる可能性は十分低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置 (以下、「PAR」という。) の発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器内全体での大きな循環流が形成されることにより、水素の濃度成層化が起こることはないとする (表 1)。

表 1 成層化に対する混合の効果

混合の要素	効果	備考
①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1} 、 有効性評価
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析 (H18) ^{*2}
③PAR	混合に寄与	
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1}
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与	

* 1 重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書 (平成 15 年 3 月)

* 2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書 (平成 18 年 8 月)

2. 炉心損傷時に発生する水素への対応

泊 3 号炉は、炉心の著しい損傷時の原子炉格納容器内の水素濃度低減を図るために、水素濃度制御装置として PAR 及び格納容器水素イグナイタ (以下、「イグナイタ」という。) の両者を原子炉格納容器内に設置している。

PAR 及びイグナイタは、炉心損傷時に発生する水素が原子炉格納容器内で均一に混合するというこれまでの実証試験や解析の結果を踏まえ、水素の放出される位置や、主要な通過経路等を考慮した位置に設置し、原子炉格納容器内に発生した水素の効果的な除去ができるようにしている。

その上で、さらなる安全性向上の観点から、万一、原子炉格納容器ドーム部に水素が滞留もしくは成層化した場合においても、確実に処理できるよう、今回、さらなる安全性の向上を目的にイグナイタを原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち予備1個）を追加設置する。（図1）

3. イグナイタの追加設置による効果について

原子炉格納容器内ドーム部の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部の頂部付近に2個（うち予備1個）のイグナイタを追加設置する。

具体的な設置位置は、原子炉格納容器のスプレイリングのサポートパッドを利用することから、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する（図1）。

イグナイタはウェット水素濃度8 vol%以下で水素を燃焼させる性能を有しており、一般的に水素燃焼時の火炎伝播は、水素濃度が約4 vol%から可燃領域に入り、約4 vol%から6 vol%では上方伝播のみ、約6 vol%から8 vol%では上方と水平方向に伝播、約8 vol%以上で下方へも伝播するようになる。

追加設置するイグナイタは、原子炉格納容器内ドーム部での水素の滞留、成層化を想定することから、できるだけ高いドーム部頂部付近とし、かつウェット水素濃度8 vol%以下の低い水素濃度での燃焼による火炎の上方伝播によって成層化する水素を確実に処理できるよう最頂部から少し低い位置としている。

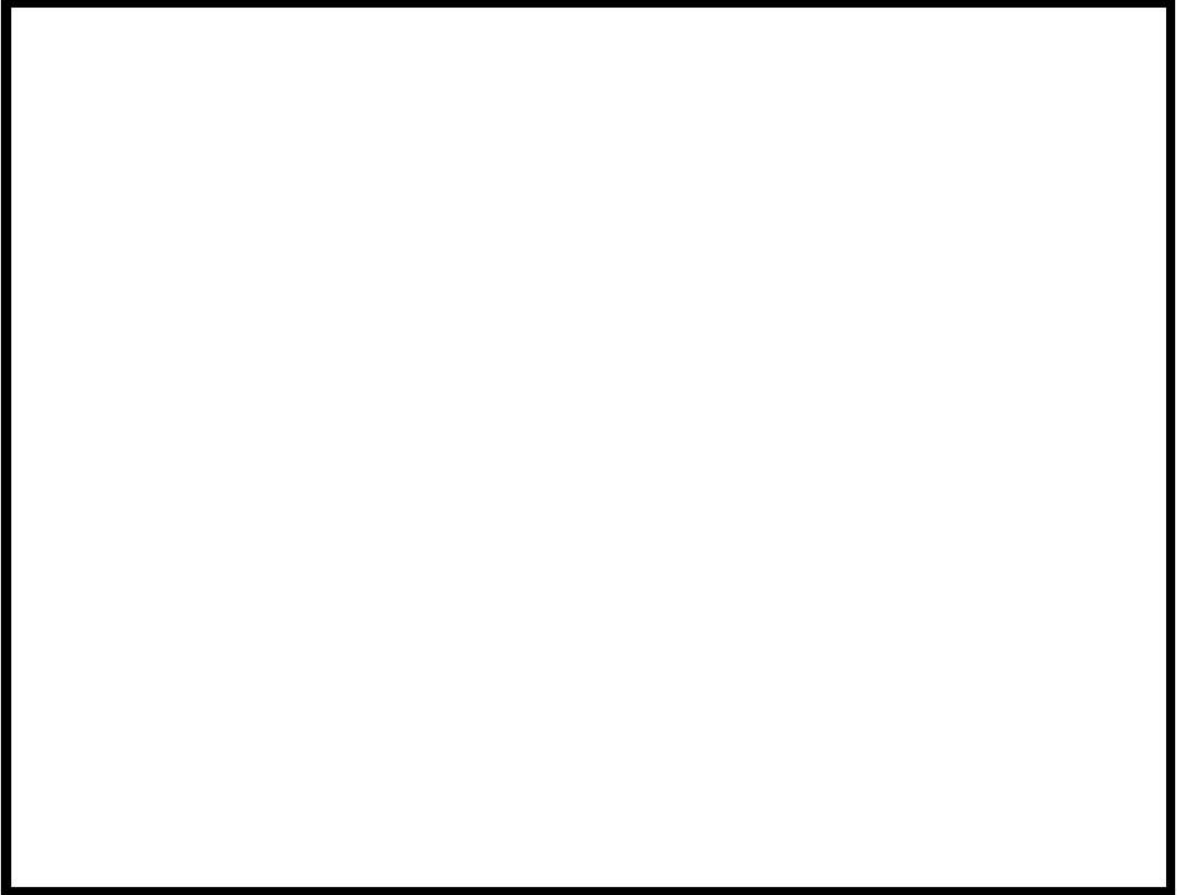
なお、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす水素爆発防止に対しては、今後も解析方法の不確定性や海外の技術動向も踏まえて、さらなる安全性向上のための継続的な改善検討に取り組んでいく。

表2 イグナイタの設置場所及び水素放出等の想定

イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置 個数
	放出※1	隣接部又は 通過経路※1	想定事項	
加圧器逃がしタンク 近傍	○		加圧器逃がしタンクラブチャーデ ィスクからの水素放出	1
ループ基礎室及びル ープ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水 素の流入	3
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放 出	1
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1
各ループ室	○		RCS 配管の破断口からの水素放出	3
ICIS シンプル配管室 入口扉近傍	○	○	ICIS シンプル配管室入口扉から の水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水 素の流入	1
ICIS シンプル配管の CV 一般部から ICIS シ ンプル配管室への床 貫通近傍	○		ICIS コンジット床面貫通部から の水素放出	1
原子炉格納容器ドー ム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成 層化することを想定	2※2

※1：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後に水素が拡散すると想定される箇所を示す。

※2：2個のうち1個予備



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(水素燃焼)

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータに与える影響 (1 / 3) (MAAP)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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	
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員操作を介すことなく格納容器内の水素濃度制御を行う。	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にて確認。	
	燃料棒内温度変化		○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 ○炉心ヒートアップ速度 (被覆管酸化が促進される場合) が早まることを想定し、仮想的な激しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響確認。 ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約 30 秒早まる	解析コードにおける炉心ヒートアップに関する基本的なモデルについては、TMI 事故の再現性が確認されており、一定の妥当性がある。また、炉心ヒートアップの感度解析では、炉心溶融の時間に対する感度は小さく、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度が 350℃を超過しており、炉心損傷を起点とする運転員操作への影響は小さい。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約 30 秒早まるが、有効性評価では、全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)				
	燃料被覆管変形					
沸騰・ポイド率変化 気液分離・対向流		炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器 1 次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要がある。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器 1 次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要がある。なお、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉格納容器	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる	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にて確認。	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にて確認。	
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の 75%が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく格納容器内の水素濃度を低減する。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI 事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量の変化を全炉心内の 75%が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータに与える影響 (2 / 3) (MAAP)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間は、運転員等操作時間内に水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画のガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> TMI事故解析における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。 	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心の熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間を起点とする運転員等操作時間には、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。</p>
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	<p>原子炉容器破損に影響する項目とし「計装用案内管接続部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的に厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管接続部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管接続部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件を用いた感度解析により、原子炉容器破損が早まること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。</p>
	1次系内PP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	<p>PHIBIS-PP 実験解析により、ギャップ放出のタイムミングについては適切に評価されるが、燃料棒破損管温度を高めに評価し、燃料破損後のPP放出開始のタイムミングも早く評価の結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な炉心体系においてこの種の不確かさは小さく考えられる。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBIS-PP 実験解析において、燃料破損後のPP放出開始のタイムミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画のガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが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容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBIS-PP 実験解析において燃料破損後のPP放出開始のタイムミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となっている。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画のガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaidding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクの感度が小さいことを確認。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作は、運転員等操作時間内に水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作は、運転員等操作時間内に水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。</p>

表 1 解析コードにおける重要現象の不確かさが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 (3 / 3) (MAAP)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉下部キャピ イ床面での溶融炉心 の拡がり 炉心炉心と原子炉下 部キャピティ水の伝 熱 炉心炉心とコンクリ ートの伝熱	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャピ ティでの溶融炉心挙 動)	<ul style="list-style-type: none"> ・MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破 損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用 用」の現象をベータキャピティ水深」及び 子炉下部キャピティ水深」及び 「Ricoeur-Spalding のエントレインメント 係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」 に関して、コンクリート侵食量への感度が 小さいことを確認した。また、「溶融炉心の 拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さ くなるよう、溶融炉心の過熱度が全て原 子炉下部キャピティ水に伝熱され溶融炉心 の融点まで冷却されることを想定して拡が り面積として原子炉下部キャピティ床面積 の約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡 がり面積が拡大する条件を設定した場合 に、コンクリート侵食深さは約18cmであつ た。さらに、これらのパラメータについて コンクリート侵食に対して厳しい条件を重 ね合わせた場合の感度解析でのコンクリ ト侵食は約19cmであり、継続的な侵食が生 じないことを確認した。MCCI によって発生 する水素を加えても、最終的な格納容器内 の水素濃度は13%を下回り、水素処理装置 (PAR 及びイグナイタ) による処理が可能 なレベルであることを確認した。 ・ACE 及び SJRC 実験解析より、溶融炉心堆 積状態が既知である場合の溶融炉心とコン クリートの伝熱及びそれに伴うコンクリ ト侵食挙動について妥当に評価できること を確認した。 	感度解析より、原子炉下部キャピティ水深等のコンクリート 侵食量への感度が小さいことが確認されていること、また、 上記の重要現象を起点に操作開始する運転員操作はないこと なら、運転員等操作時間に与える影響はない。 なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作 を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	炉心損傷後の原子炉下部キャピティ床面での溶融炉心の拡が り、溶融炉心と原子炉下部キャピティ水の伝熱、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 ス発生に影響する解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「大破 断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレ イ注入機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート 相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析 を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食により発生 する水素は、全てジルコニウム量に起因するものであり、反応 割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。このため、 原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反 応に加えて、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発 生の不確かさを考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格 納容器内水素濃度は、最大約12.5vol%であり、13vol%を下 回ることを確認した。したがって、解析コードの不確かさが 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 なお、追加発生となる水素については、原子炉格納容器内水 素処理装置及び格納容器水素イグナイタにより処理が可能で ある。
原子炉格納容器内FP 挙動	原子炉格納容器内FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内 のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価で きることを確認。	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 動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解 析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着 挙動について適正に評価できること、また、左記の重要現象 を起点に操作開始す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、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作 を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	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 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験 解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈 着挙動について適正に評価できることから、解析コードの不 確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表 2 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構造式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、水素濃度に与える影響を推定したところ各区画の水素濃度予測に与える影響はピーク値に対し約 2.4%と推定	爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びにスプレイ冷却に影響する解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シナリオにおいては、[7.2.4.2(3) 有効性評価の結果]に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異が生じないことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
		非凝縮性ガスの輸送モデル			
		ノーディングスキーム			
	スプレイ冷却	多相流モデル	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。
		界面積モデル			
		界面伝達モデル			
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	重要現象である「区画間・区画内の流動」と同様。	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40%程度	有効性評価に用いた構造材凝縮熱伝達モデルを用いると凝縮熱伝達係数については ±40%程度の不確かさがある。しかし、最適評価性の高い構造材凝縮熱伝達モデル (DLM-FW) を用いて実機プラント解析を実施した場合と比較しても、水素濃度への影響は無視できる程度に小さいことを確認しているため、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。
		熱伝達モデル			
		熱伝導モデル			
		熱伝導モデル			
水素処理	PARR 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用 (組込誤差約 0.3%)	解析解と一致	熱伝導モデルは解析解と一致していることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	熱伝導モデルは解析解と一致していることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 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 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) 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	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652 MWt) ×1.02	100% (2, 652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きく、炉心熱出力の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、溶解炉心の持つエネルギーが大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [Gage]	15.41MPa [Gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。水素燃焼の観点では原子炉容器破損時間等の影響が大きくなり、1次冷却材圧力の初期値が、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。水素燃焼の観点では原子炉容器破損時間等の影響が大きくなり、1次冷却材温度の初期値が、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装着した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなること、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなることを考えられる。しかしながら、MARによる解析で得られた水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件

表3 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を与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (事故条件) 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
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA 高温側配管の完全両端破断	-	1次冷却系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなり、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の 75% と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正して評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約 11.8vol% であり、13vol% を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の 75% と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 地震により Excess LOCA が発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正して評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約 11.8vol% であり、13vol% を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
安全機能の喪失に対する仮定	外部電源	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失するものとして設定。	運転員等操作時間を与える影響 高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉容器破損時間が長くなり、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。ただし、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価項目となるパラメータを与える影響 解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
		低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	外部電源はあるものとする。 水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼スプレイが早期に起動することを想定する。 水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。 金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。 ヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。		
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	運転員等操作時間を与える影響 運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	評価項目となるパラメータを与える影響 解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
		外部電源あり	外部電源あり		
水素の発生	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	運転員等操作時間を与える影響 運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	評価項目となるパラメータを与える影響 解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
		外部電源あり	外部電源あり		

事故条件

表3 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 (3/4)

項目	解析条件 (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	最確条件			
蓄圧タンク 保持圧力	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	最確条件の保持圧力を用いた場合、解析で設定している保持圧力より高くなるため、蓄圧注入のタイミミングが早くなり、原子炉格納容器破損時間が短くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行なっていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値中央)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	最確条件の保有水量を用いた場合、解析で設定している保有水量より多くなるため、原子炉格納容器破損時間が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなる。しかし、発生水素量に対しては全炉心ジルコニウム量の75%と水の反応による水素の発生を考慮するよう補正を行なっていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉格納容器 内水素処理装置 性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4vol% 圧力0.15MPa)	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4vol% 圧力0.15MPa)	設計値に基づき設定。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。原子炉格納容器内水素処理装置の性能の変動を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正して評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.8vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉格納容器 内水素処理装置 個数	5個	5個	配備個数を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。	また、原子炉格納容器内水素処理装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器水素イ グナイタ	効果を期待せず	効果を期待する	水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器水素イグナイタの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。	格納容器水素イグナイタの効果は期待しないことで、水素濃度の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、水素濃度が低くなるが、運転員等操作時間に与える影響はない。	格納容器水素イグナイタの効果は期待しないことで、水素濃度の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、水素濃度が低くなるが、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

表3 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 (4 / 4)

項目	解析条件 (その他) 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	最確条件			
格納容器 スプレイ容量	<input type="checkbox"/> m ³ /h/台	<input type="checkbox"/> m ³ /h/台	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。		最確条件の容量を用いた場合、解析条件で使用している容量より小さいため、水蒸気の凝縮に伴う水素濃度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
水の 放射線分解	水素生成割合 ・炉心水 0.4 分子/100eV ・サンプ水 0.3 分子/100eV	—	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえて大きめの値を設定。	原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び水温等の影響を踏まえ、設定している。最確条件の水素の生成割合を用いた場合、解析条件で使用している水素の生成割合より小さいため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
金属腐食	アルミニウム 重量 表面積 亜鉛 重量 表面積	アルミニウム 重量 表面積 亜鉛 重量 表面積	金属腐食で考慮する金属量及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。		金属腐食量は、最確条件の金属腐食量を用いた場合、解析条件で使用している金属腐食量より小さいため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなる。
ヒドラジンの放射線分解	水素生成割合 0.4 分子/100eV ヒドラジン重量 700kg	水素生成割合 0.4 分子/100eV ヒドラジン重量 <input type="checkbox"/> kg	ヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合は標準値として設定。ヒドラジン重量は設備設計値を基に設定。		最確条件のヒドラジン重量を用いた場合、解析条件で設定しているヒドラジン重量より小さいため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
その他					

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725 r.12.0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

令和5年6月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.5. 溶融炉心・コンクリート相互作用

添付資料 目次

- 添付資料7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について
- 添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプルの影響について
- 添付資料7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
- 添付資料7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について
- 添付資料7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TEI，TED，SED，TEW，AED，AEI，SEI，SLW，AEW，SLI及びSEWがある。

(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

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，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，格納容器スプレイ注入機能，ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，原子炉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，原子炉下部キャビティ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。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，かつ，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって溶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，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、代替格納容器スプレイポンプ及びC、D－格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

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、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.2 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

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を

用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」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。

本評価事故シーケンスにおいて、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・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・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間の流動

- ・ スプレー冷却
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系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 ベースマット侵食深さ等の過渡応答を求める。

なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

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。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1表に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

大気圧条件で $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ 相当とする。

(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。溶融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.5.1図及び第7.2.5.2図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生

の約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。

(添付資料7.2.1.1.13, 7.2.5.1)

b. 評価項目等

ベースマット侵食深さは第7.2.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは床面で約3mm、壁面で約3mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、原子炉下部キャビティ床面及び壁面のベースマット侵食深さをパラメータとして対策の有効性を確認した。「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(5)及び(7)の評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

「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は、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において評価項目を満足することを確認している。

7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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。

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、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下してコンクリートを侵食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、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作とする。

(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、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして，原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが，原子炉格納容器圧力及び温度を起点とす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。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが，原子炉容器破損を起点とす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。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により，原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること，また，原子炉容器破損を起点とす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。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とす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。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されてい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1次系内核分裂生成物挙動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。

炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対す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。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コード

の溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対す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。

炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析により溶融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対す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。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、

評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動の不確かさとして、1次系内核分裂生成物挙動と溶融炉心・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。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用

の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約18cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ壁面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ壁面に接触する可能性がある。解析上では、壁面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ壁面は約18cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。

(添付資料7.2.4.11)

一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。

なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさ及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。

いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、壁面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ壁面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。

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の伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(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、第7.2.5.1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炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量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

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に

事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.5.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。

- ・ 1次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断LOCA時

と同様に事象発生約49分後とした。その結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.11図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

(添付資料7.2.1.1.19)

b. 操作条件

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。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3 (3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生約60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により

操作時間余裕を確認しており，同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

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。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため，解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し，事象発生60分後に開始する場合について，感度解析結果を第7.2.5.12図から第7.2.5.14図に示す。その結果，原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.4mであり，コンクリート侵食を防止できていることから，事象発生から60分以上の時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.1.21)

(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，炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり，溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして，原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが，原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお，本感度解析では解析条件として極端な設定としており，また，溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャッ

プにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の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、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、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。

(添付資料7.2.5.2, 7.2.5.3, 7.2.5.4, 7.2.5.5, 7.2.5.6, 7.2.5.7)

7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運

転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，格納容器スプレイ注入機能，ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，原子炉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，原子炉下部キャビティ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，代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。

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「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても，運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより，原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却，並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果，溶融炉心・コンクリート相互作用によってベースマット侵食深さは原子炉下部キャビティの床面で約3mm，壁面で約3mmに抑えられ，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。

また，原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力，水素の蓄積

を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。

解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の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。

重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）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。

以上のことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却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「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするようにより、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするようにより、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/4)

項目		条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失
	外部電源	外部電源なし
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/4)

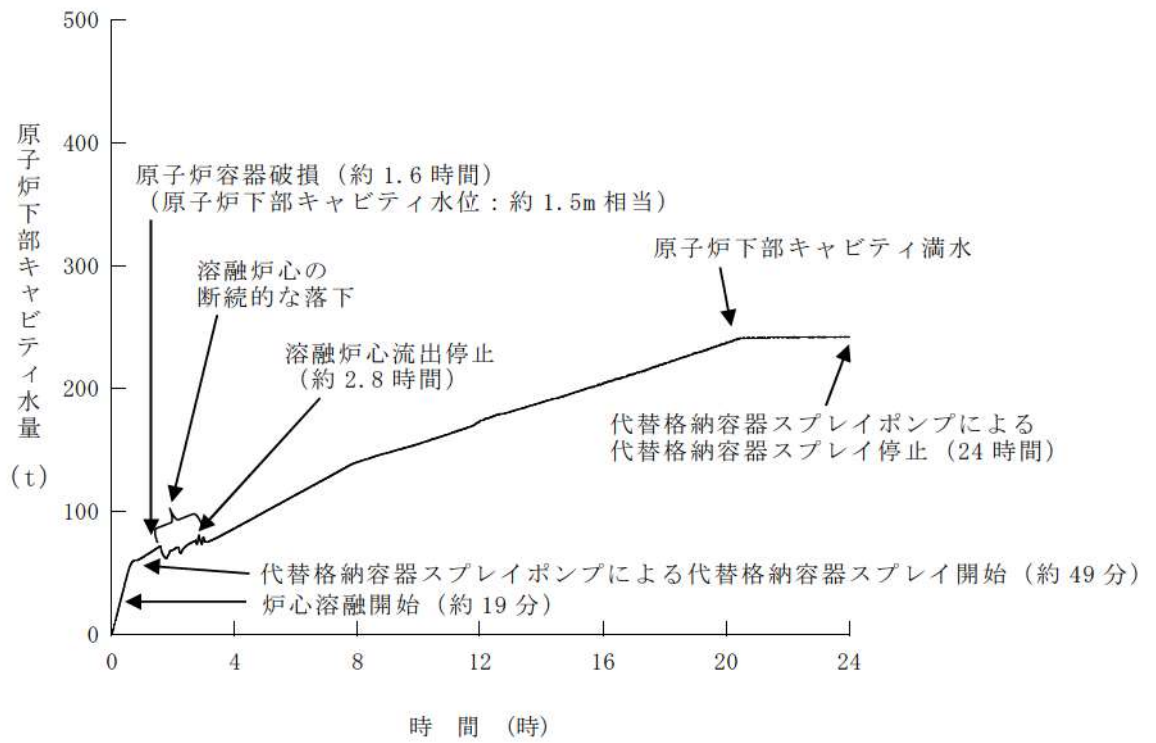
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の 全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの 伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

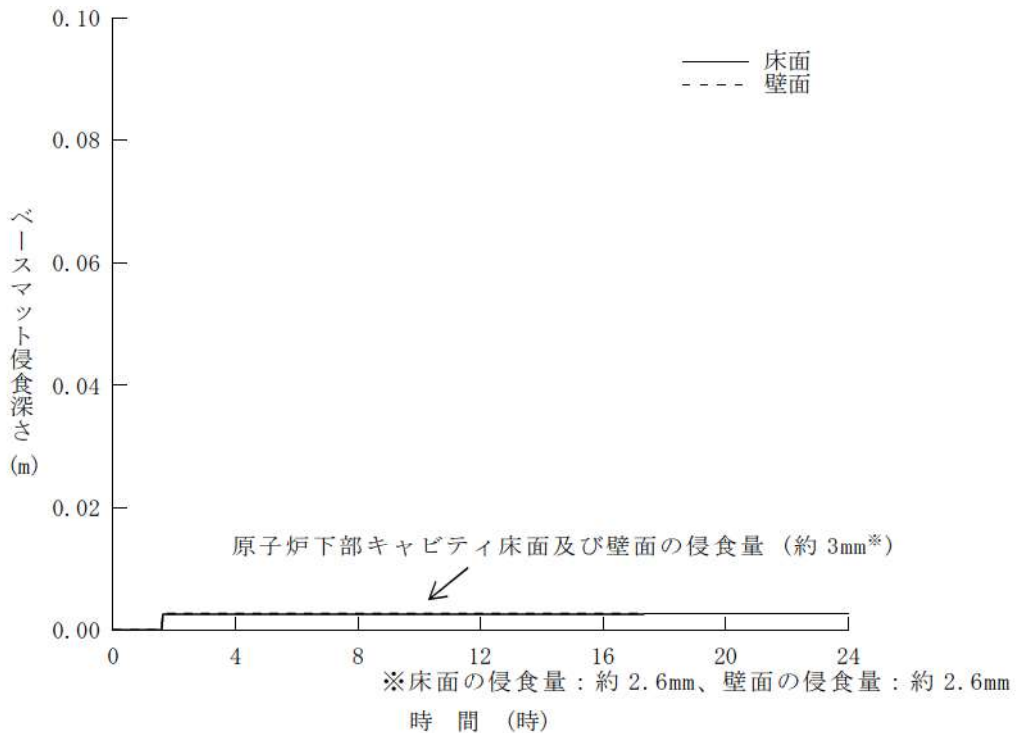
第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
代替格納容器スプレイポンプの開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
代替格納容器スプレイポンプの停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

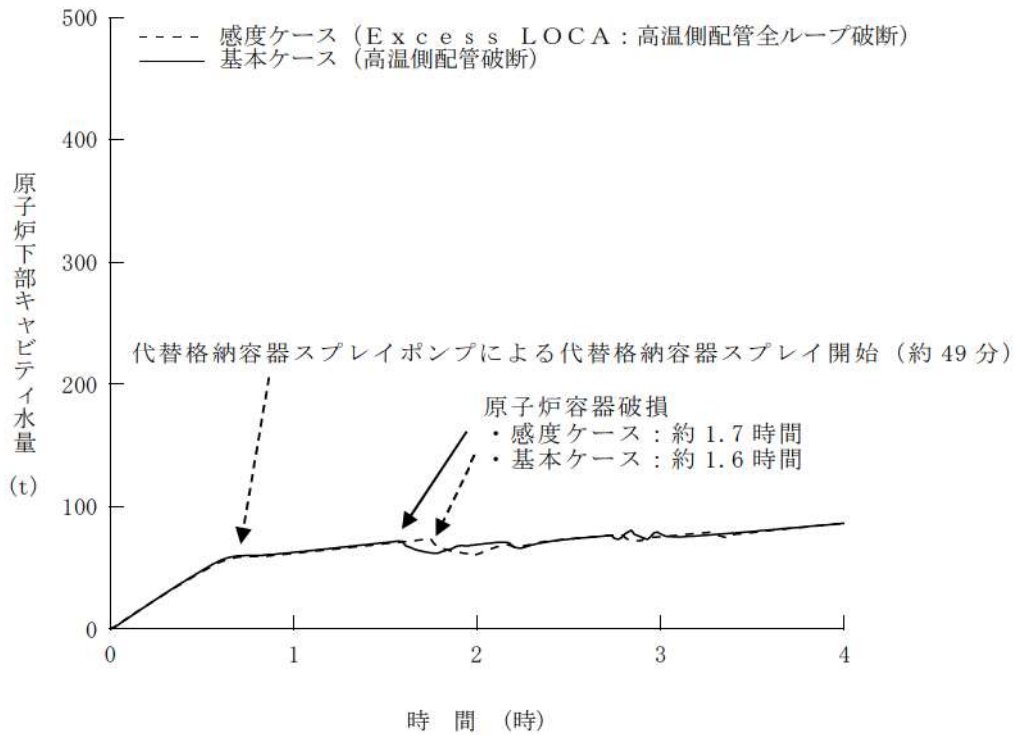
重大事故等対策に
 関連する操作条件



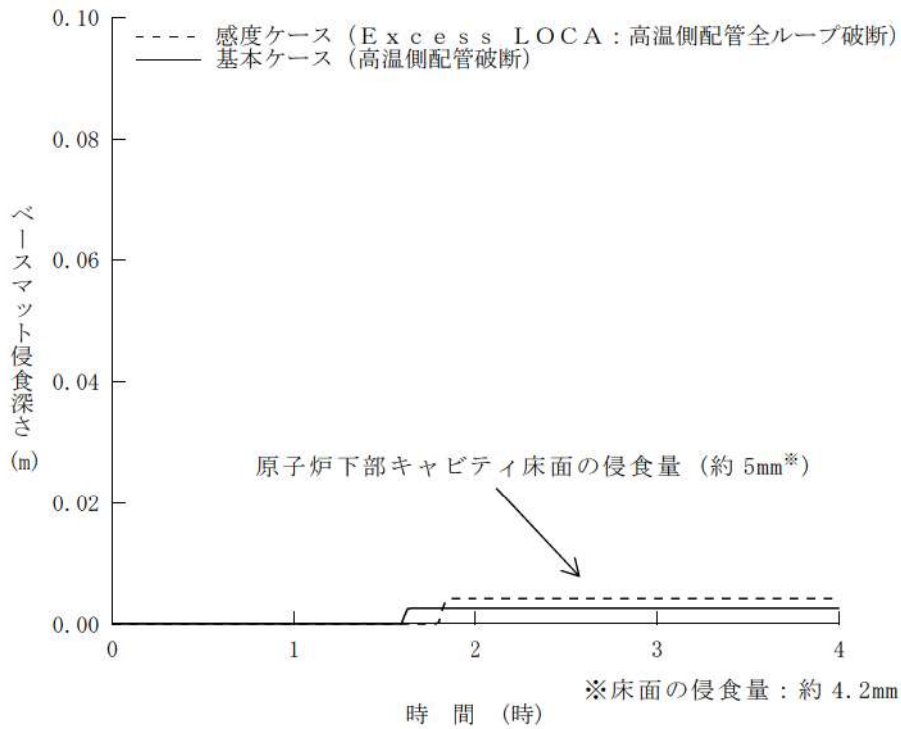
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



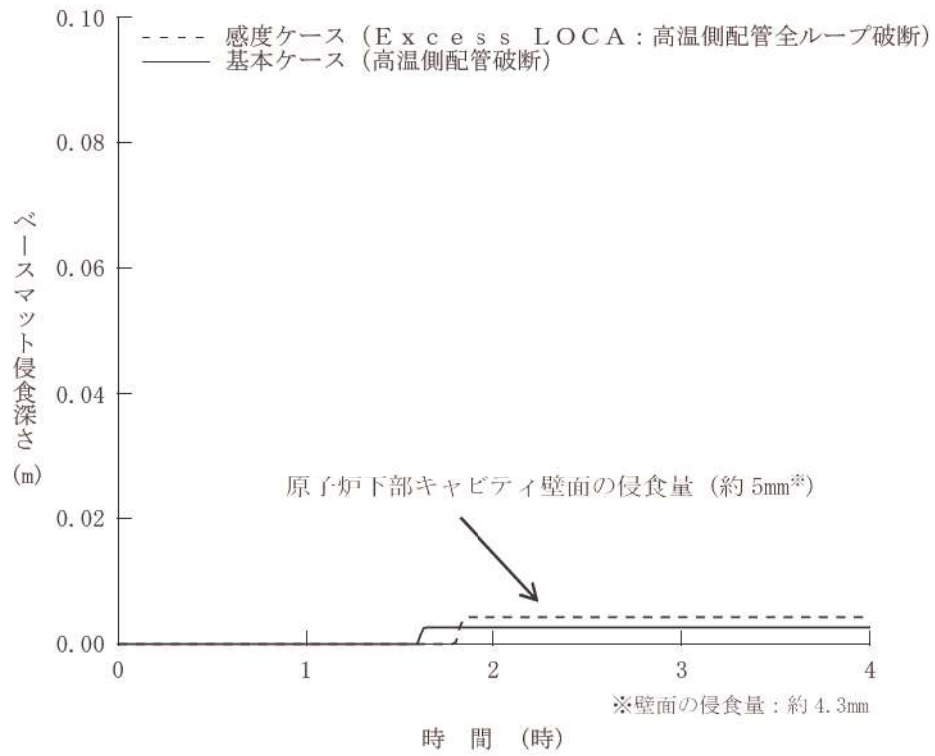
第 7.2.5.2 図 ベースマツト侵食深さの推移



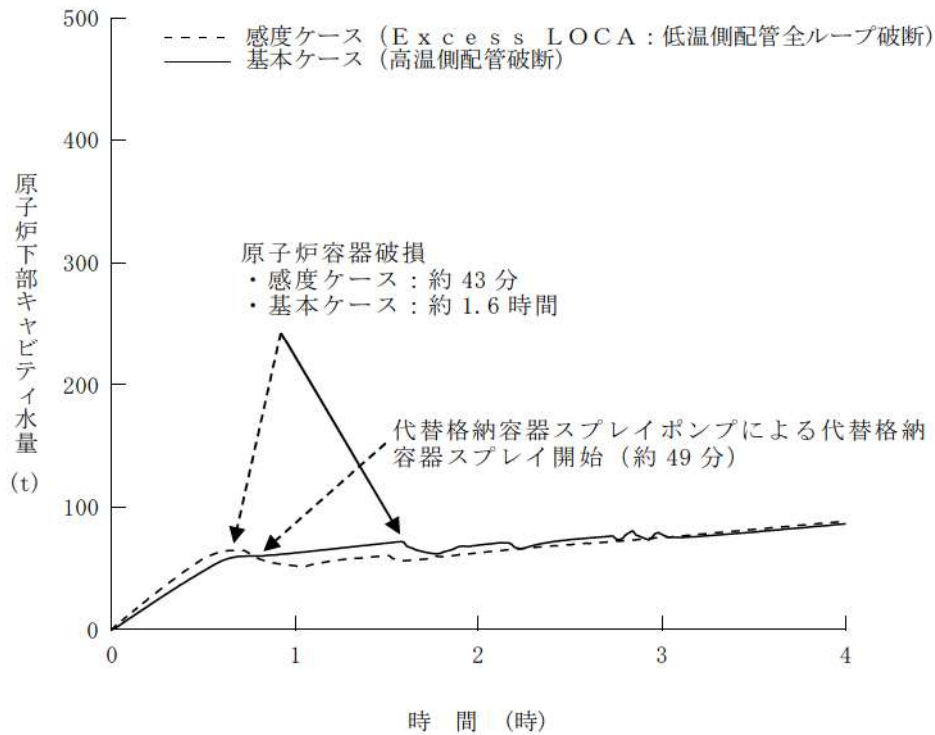
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



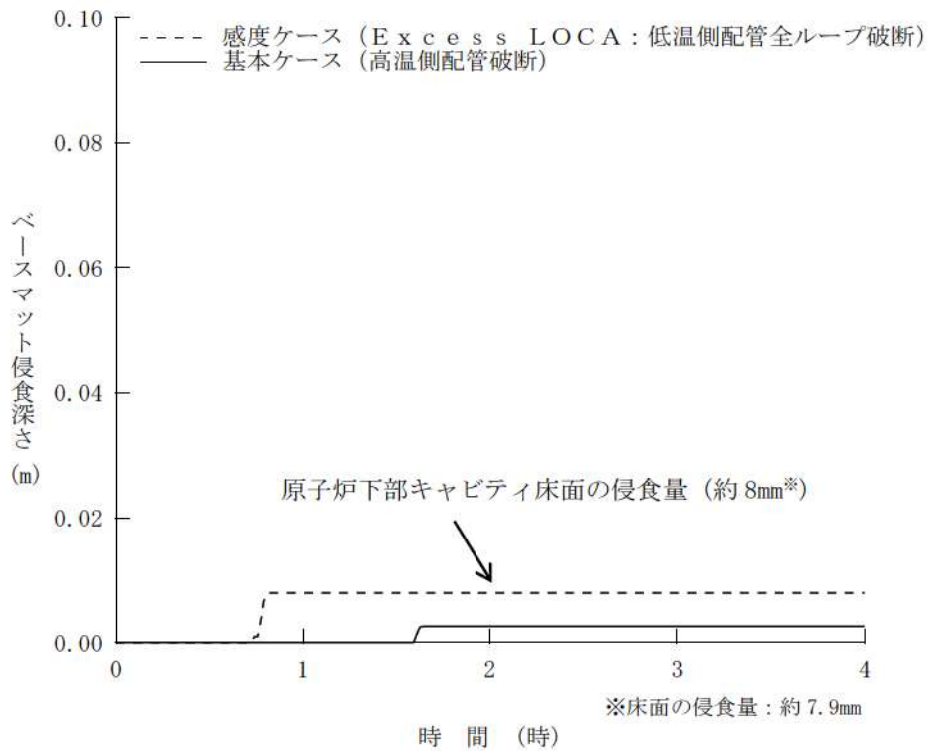
第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



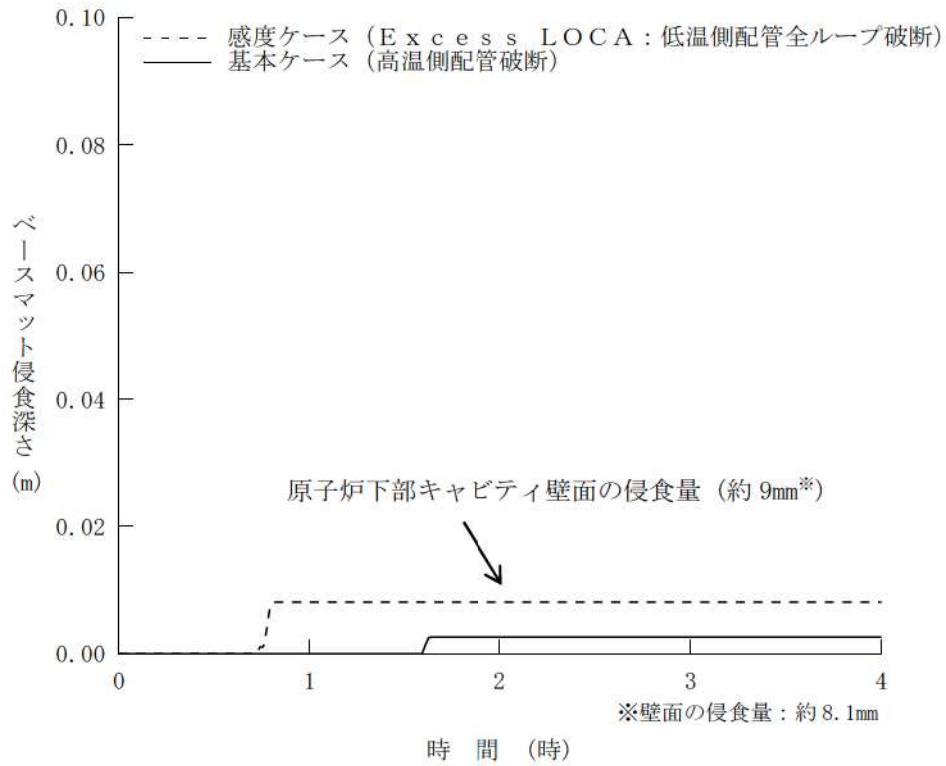
第 7.2.5.5 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



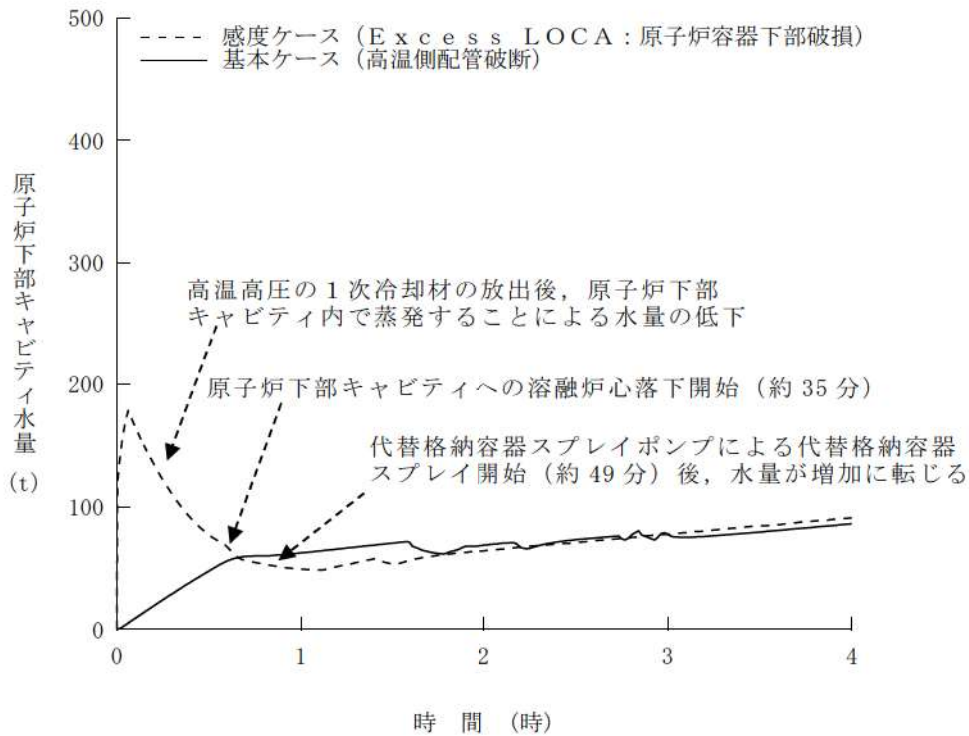
第 7.2.5.6 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



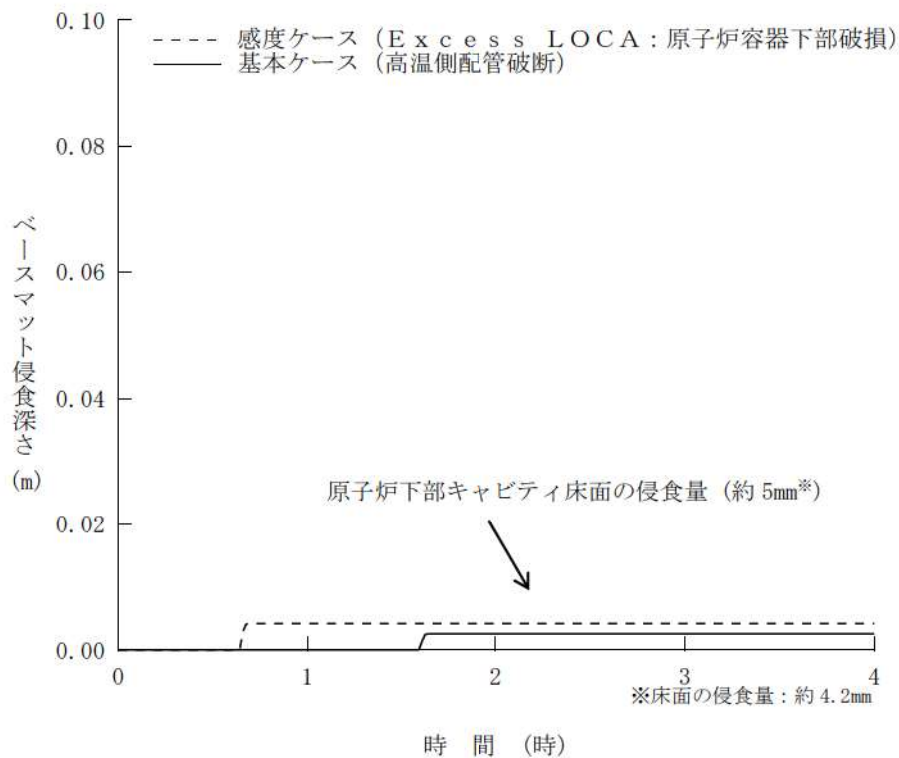
第 7.2.5.7 図 ベースマット侵食深さ（床面）の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



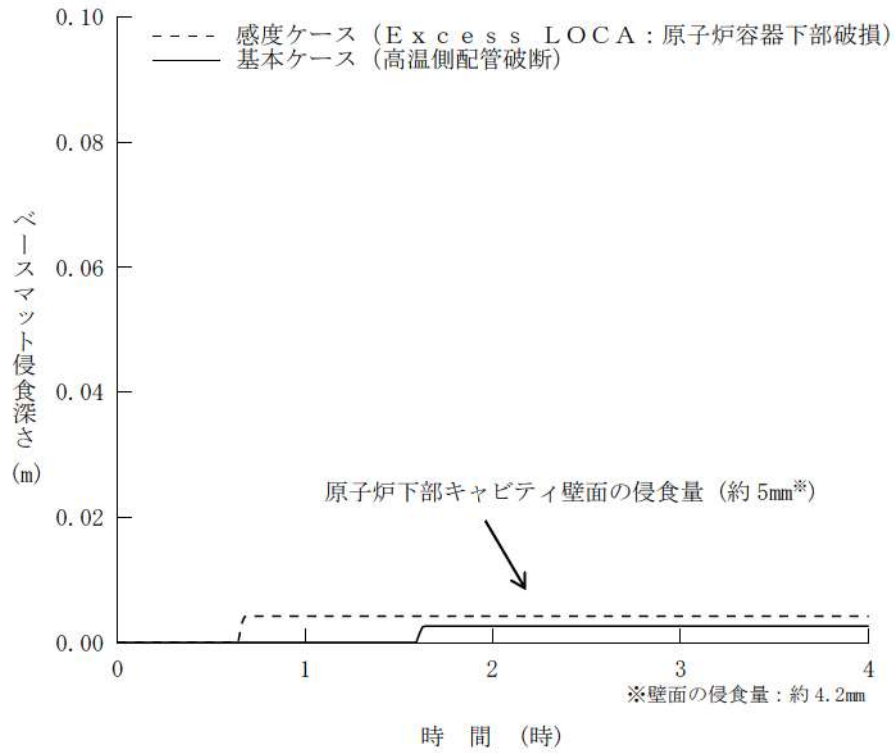
第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



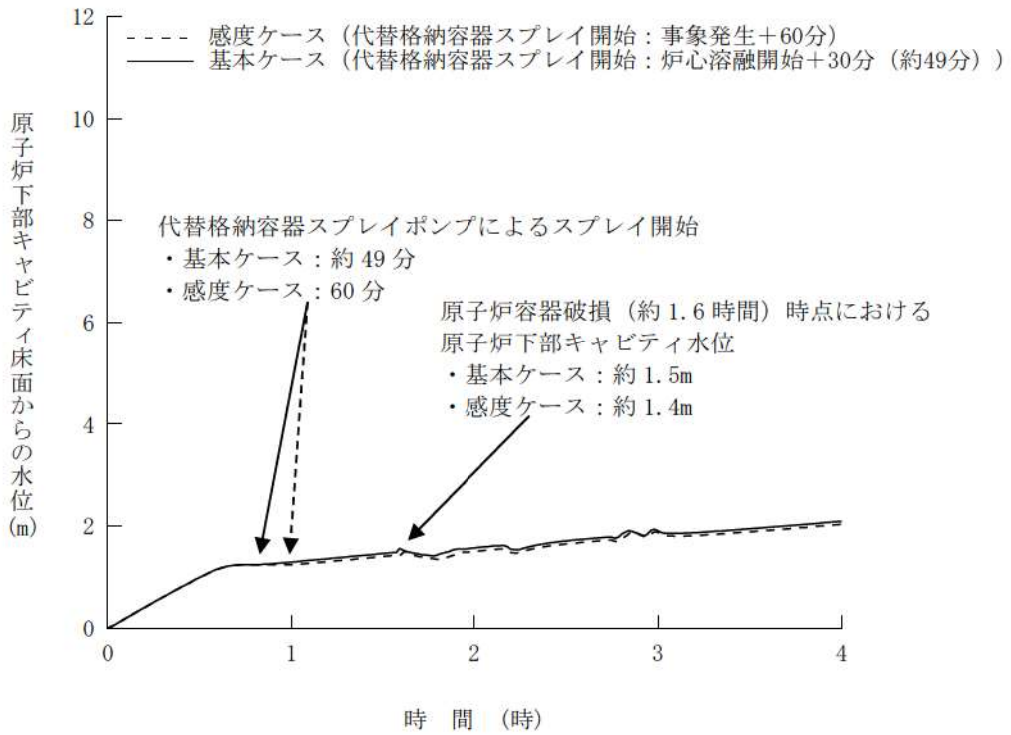
第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



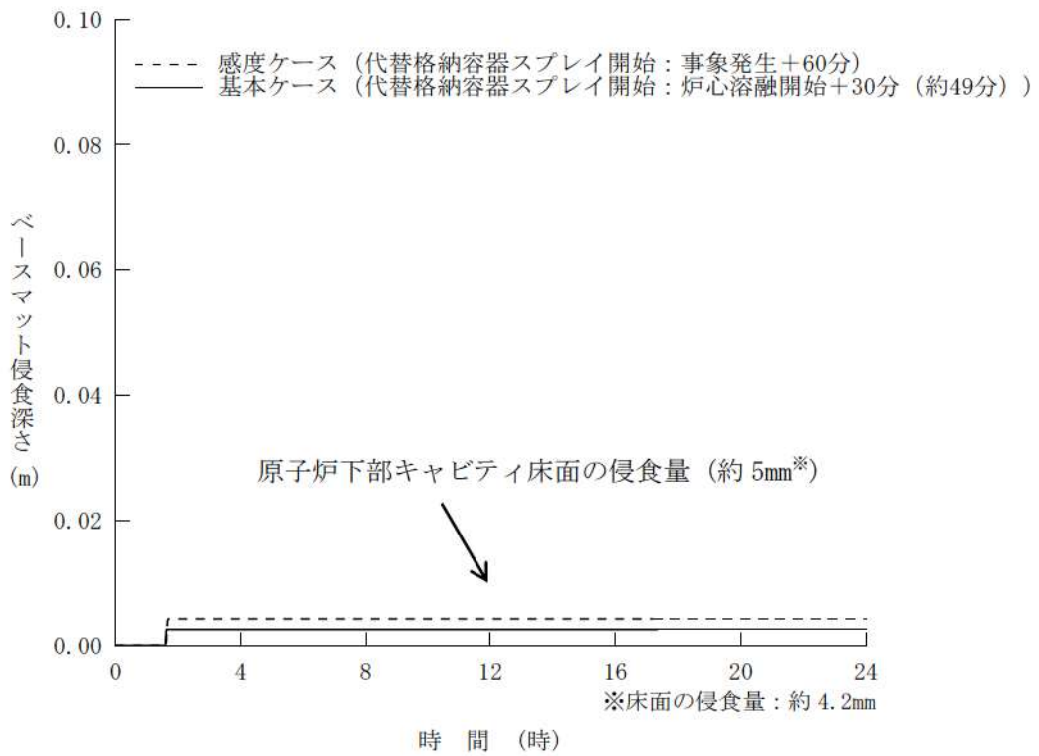
第 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



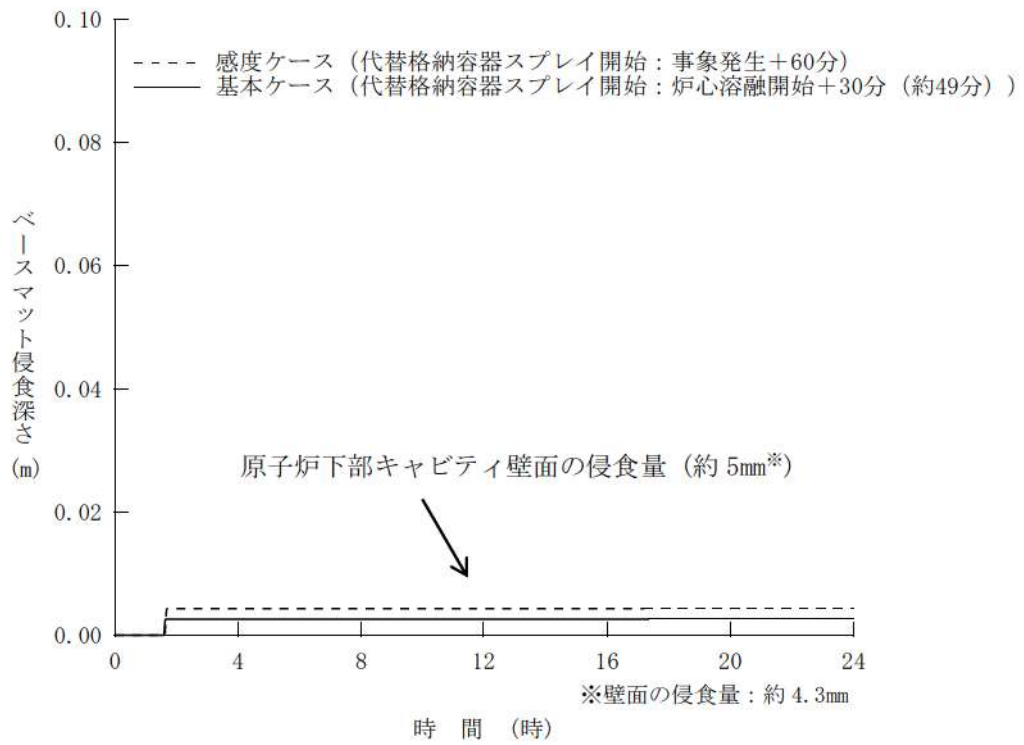
第 7.2.5.11 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.5.12 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.5.13 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.5.14 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

格納容器破損防止対策の有効性評価における
原子炉下部キャビティ水量及び水位について

- (1) 大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外における溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）

図 1～図 4 にそれぞれの区画の保有水量、水位、原子炉下部キャビティ内水温及び原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、事象発生直後から 1 次冷却材の破断水により水量は増加し、水位も同様に上昇する。一方、原子炉下部キャビティについては、最下階部の水が開口部を經由して流入することにより徐々に水量が増加し、それに伴い水位も徐々に上昇する。

約 49 分以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ注入により両区画の水量は増加し、開口部を經由して原子炉下部キャビティへ流入するため、スプレイ注入以降は原子炉下部キャビティの水位が上昇し、原子炉容器が破損する約 1.6 時間後における水位は約 1.5m となっている。

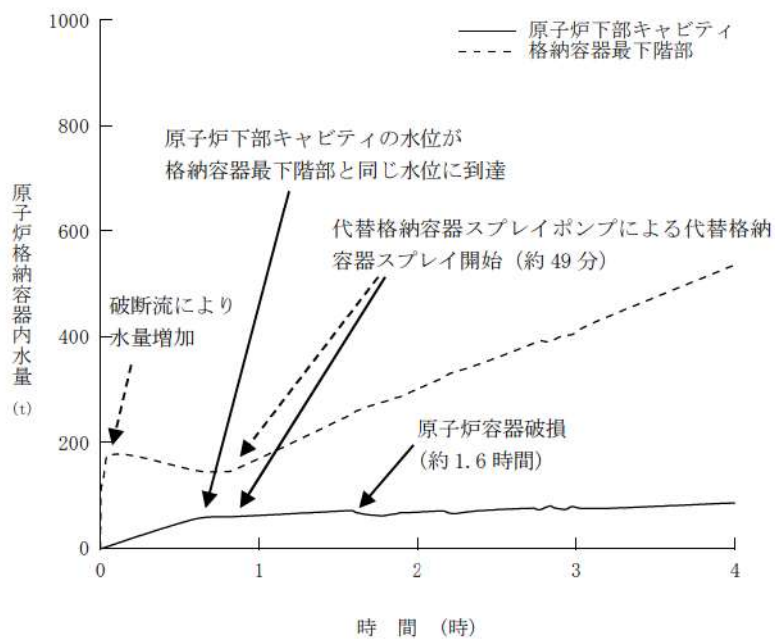


図1 原子炉格納容器内水量の推移

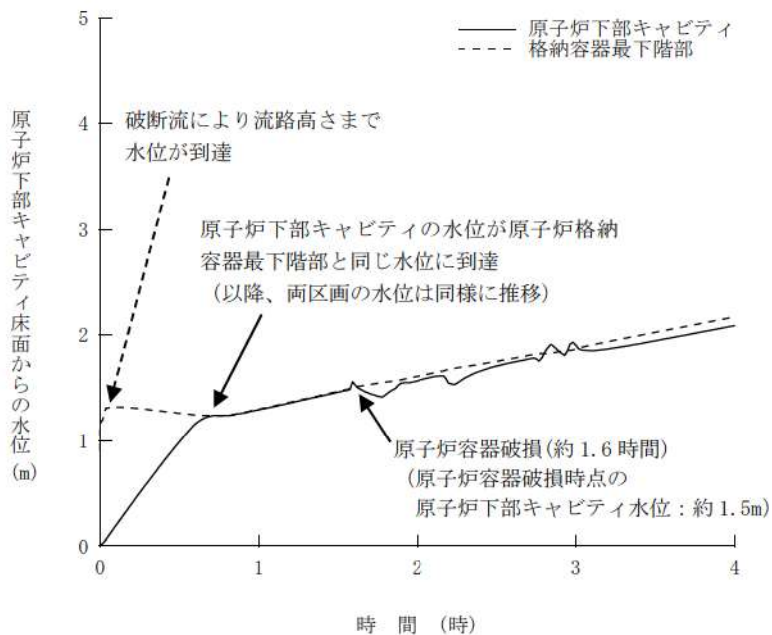


図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

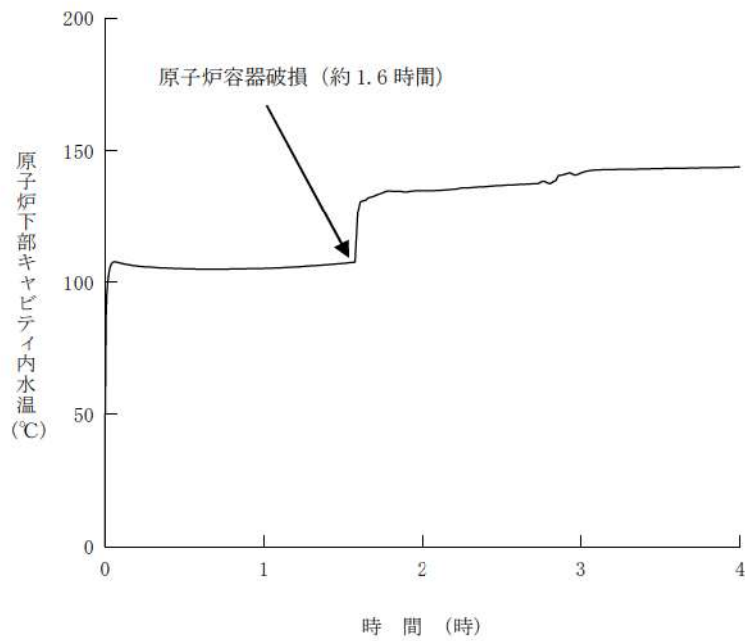


図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移

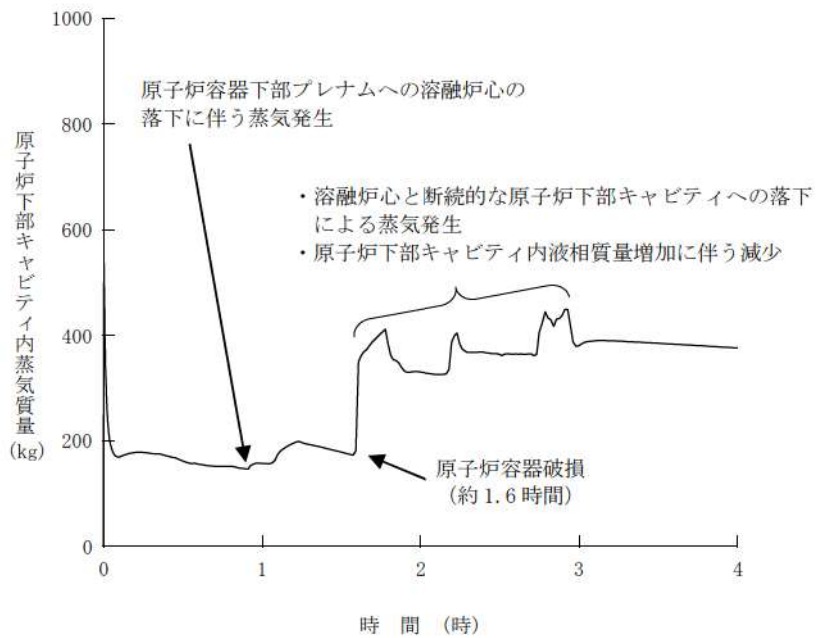


図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移

- (2) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故（格納容器過温破損、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

図5にそれぞれの区画の保有水量を、図6に水位の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、約1.7時間後に加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動することに伴い水量が増加し、約3.6時間以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの効果によりさらに水量が増加する。また、図6に示すとおり、約2.5時間後に最下階部の水位が原子炉下部キャビティへの開口部に到達することにより、以降は最下階部からの水の流入により原子炉下部キャビティの水量が増加する。

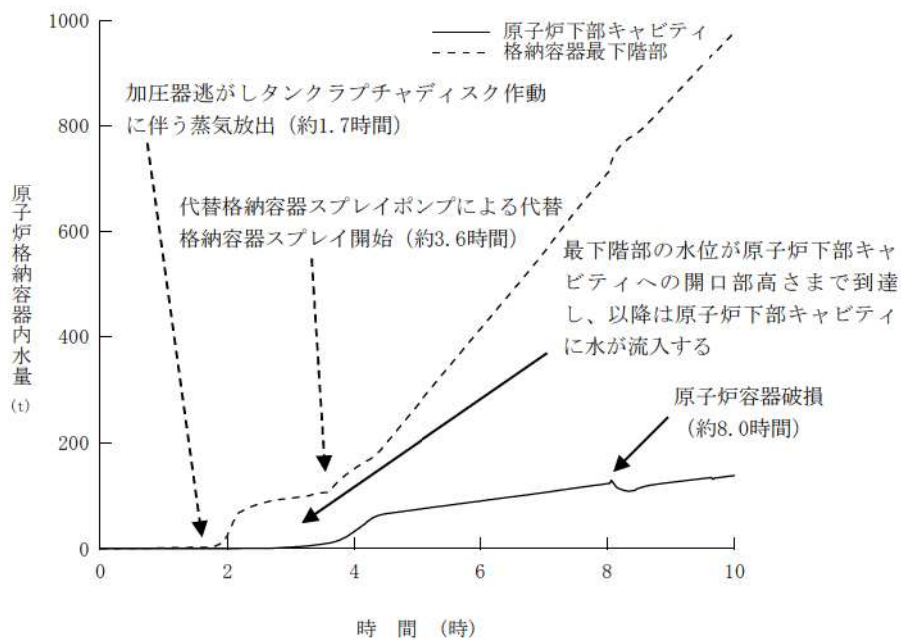


図5 原子炉格納容器内水量の推移

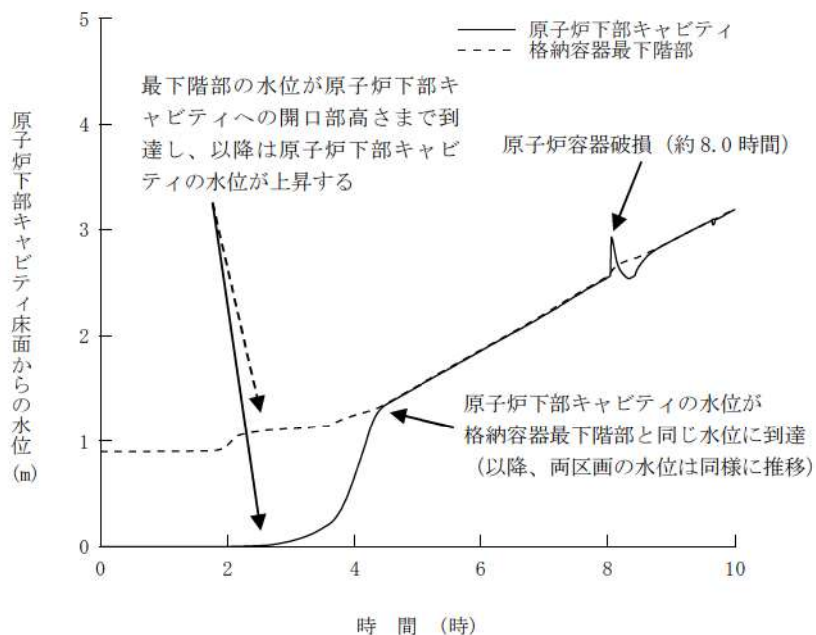


図6 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが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 (1/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最悪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にて確認。	解析条件を最悪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にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開 始時間は約30秒早まる。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。
	燃料被覆管変形	炉心モデル	・下部プレナムへのリロケーションの開 始時間は約30秒早まる。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	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に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。
沸騰・ポイド率変化 気液分離・対向流	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	気液分離・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが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 (2/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉格納容器	区画間の流動 (液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状 (流路高低差や堰高さ) に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づき静水頭を起点に操作開始す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。	原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づき静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	スプレッド冷却 水素濃度変化	安全系モデル (格納容器サブレイモデル) 原子炉格納容器モデル (水素発生)	入力値に含まれる TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。	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にて確認。	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にて確認。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	・TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉格納容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。	炉心損傷後の原子炉格納容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について再現実性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器破損を起点に操作開始する運転員等操作時間には与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について再現実性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合に十分注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	・TMI 事故解析における下部プレナムでの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 ・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉格納容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉格納容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について再現実性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉格納容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉格納容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故について再現実性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉格納容器破損時間に対する感度が小さいことが確認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。
原子炉格納容器破損、溶融	原子炉格納容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉格納容器破損モデル)	原子炉格納容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉格納容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたためであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	炉心損傷後の原子炉格納容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉格納容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間には与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉格納容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納容器破損時点で原子炉下部キャビリティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	1 次系内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHIBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイムリミットについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の FP 放出開始のタイムリミットも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験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ものと考えられる。したがって、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉格納容器における 1 次系内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBUS-FP 実験解析において燃料棒破損後の FP 放出開始のタイムリミット及び放出挙動を早期に評価することが確認されているが、最終的な FP 放出割合は同程度となっている。また、FP 放出率に係る係数を 1 割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希薄ガス量はベークケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における 1 次系内 FP 挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBUS-FP 実験解析において燃料棒破損後の FP 放出開始のタイムリミット及び放出挙動を早期に評価することが確認されているが、最終的な FP 放出割合は同程度となっている。また、FP 放出率に係る係数を 1 割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希薄ガス量はベークケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (3 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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と与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)		原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として 「原子炉下部キャビティ水深」、 「Ricoiu-Spalding のエントレインメント係 数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器 破損口径」に関して格納容器破損防止の「原 子炉压力容器外溶融燃料-冷却材相互作用 」の事象をベースとする感度解析を行い、 原子炉容器外 FCI により生じる圧力スバイ クの感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉容器外の溶融燃 料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビテ ィ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状 態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認され ていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパ ラメータと与える影響は小さい。	
	原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心 の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビ ティでの溶融炉心挙 動)	OMCCI 現象の不確かさ要因として以下を抽 出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・ Ricoiu-Spalding のエントレインメント 係数 ・溶融炉心の拡がり面積 ・水-溶融炉心間の熱伝達係数	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャ ビティ床面との溶融炉心の拡がりに関係する感度解析により、溶 融炉心と原子炉下部キャビティ床面との溶融炉心の拡がりを テイ床面での溶融炉心の拡がりに関係する感度解析により、感 度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での 溶融炉心の拡がりを小さくした場合には、有意なコンクリート 侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合、また、溶融炉心の拡が りを小さくした場合、溶融炉心の壁面も水と接触するため、 壁面からの除熱にも期待できる。また、拡がり面積が大きい 場合は、原子炉下部キャビティ壁面に接触しても有意な侵食 は起きないことを確認した。	
	溶融炉心と原子炉下 部キャビティ水の伝 熱			炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャ ビティ床面との溶融炉心の拡がりに関係する感度解析により、溶 融炉心と原子炉下部キャビティ床面との溶融炉心の拡がりを テイ床面での溶融炉心の拡がりに関係する感度解析により、感 度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での 溶融炉心の拡がりを小さくした場合には、有意なコンクリート 侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビテ ィ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合、また、溶融炉心の拡が りを小さくした場合、溶融炉心の壁面も水と接触するため、 壁面からの除熱にも期待できる。また、拡がり面積が大きい 場合は、原子炉下部キャビティ壁面に接触しても有意な侵食 は起きないことを確認した。	
	溶融炉心とコンク リートの伝熱		ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心体積 状態が既知である場合の溶融炉心とコンク リートの伝熱及びそれに伴うコンクリート 侵食挙動について妥当に評価できることを 確認。	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 ートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係 る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析 により溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンク リート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されてい ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメ ータと与える影響はない。	
原子炉格納容器内 PP 挙動	原子炉格納容器内 PP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内 のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価で きることを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内 FP 挙動に 係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解析 において、格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動に ついて適正に評価できることから、また、左記の重要現象を起点 に操作開始する運転員等操作時間については、運転員等操 作時間に与える影響はない。	

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評価項目となるパラメータと与える影響 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100%(2,652 MWt) ×1.02	100%(2,652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心損傷開始時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心保有熱の減少により炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gauge]	15.41MPa [gauge]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器への冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いることで初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。WCCIの観点では1次冷却材が放出された後の炉心の挙動、原子炉下部キャビティへのスプレッド等の流入の影響が大きくなり、1次冷却材圧力の初期値が評価項目となるパラメータと与える影響はない。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	306.6℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器への冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差大きい保守的条件を用いることで初期温度(1次冷却系初期保有エネルギー)が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。WCCIの観点では1次冷却材が放出された後の炉心の挙動、原子炉下部キャビティへのスプレッド等の流入の影響が大きくなり、1次冷却材温度の初期値が評価項目となるパラメータと与える影響はない。
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	装荷炉心毎	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包装するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレッド実施)に変わりはない。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレッド操作の開始が遅くなるが、操作手順(炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレッド実施)に変わりはない。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	66,000m ³	評価結果を厳しくするように、自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒーティングより大きい。原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒーティングより大きい。原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。
ヒーティング	設計値に余裕を考慮した小さい値	設計値	評価結果を厳しくするように、ヒーティングの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒーティングが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒーティングより大きい。原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒーティングを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒーティングより大きい。原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される運転員等操作はなく、運転員等操作時間と与える影響はない。

初期条件

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 (2 / 4)

項目	解析条件 (事故条件) 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	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA		原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約 0.74m (29 インチ)) の完全両端破断を設定。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心溶融開始を起点とする (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉格納容器破損時間が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 なお、地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。 ・ 1 次冷却材高温側配管全ループ破断 ・ 1 次冷却材低温側配管全ループ破断 ・ 原子炉容器下端における破 (開口面積：高温側配管両端破断相当)
	高温側配管の完全両端破断				
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時に非常用内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。
	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却水機能喪失			
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。		
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		

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となるパラメータと評価項目と与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (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と与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ 信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助 給水ポンプ	事象発生の60秒後に 給水開始	事象発生35秒後に 給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。	解析条件で設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、最確条件においては炉心損傷後時間及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合は炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。
機器条件	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa [gauge] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gauge] (通常運転時の 設定圧力)	最確条件に対して低めの圧力を用いており、初期保持圧力が小さくなることで蓄圧注入のタイミングが遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件に対して低めの圧力を用いており、初期保持圧力が小さくなることで蓄圧注入のタイミングが遅くなる。よって、通常運転時の炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作は遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約 30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値 中央)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。	初期保有水量として最低保有水量を用いることで、炉心への注水量が少なくなる。よって、通常運転時の炉心損傷開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作は遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
代替格納容器スプレイ流量	140m ³ /h	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事業進展に与える影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事業進展に与える影響はない。
格納容器再循環 ユニット	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 3.6MW～約 6.5MW)	2基 1基あたりの 除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 4.4MW～約 7.6MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅くなり、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅くなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅くなり、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅くなり、運転員等操作時間に与える影響はない。
原子炉格納容器 内水素処理装置 及び 格納容器水素イ グナイタ	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合は原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅くなり、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合は原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は遅くなり、運転員等操作時間に与える影響はない。

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 (4 / 4)

項目	解析条件 (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	最確条件			
機器条件	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験 (SWISS 実験) に基づき設定。	
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。	

(別紙)

ベースマットについて

ベースマット（基礎版）の範囲は、以下のとおり。原子炉下部キャビティの底面及び壁面（高さ約 2.6m）はベースマットで構成されている。

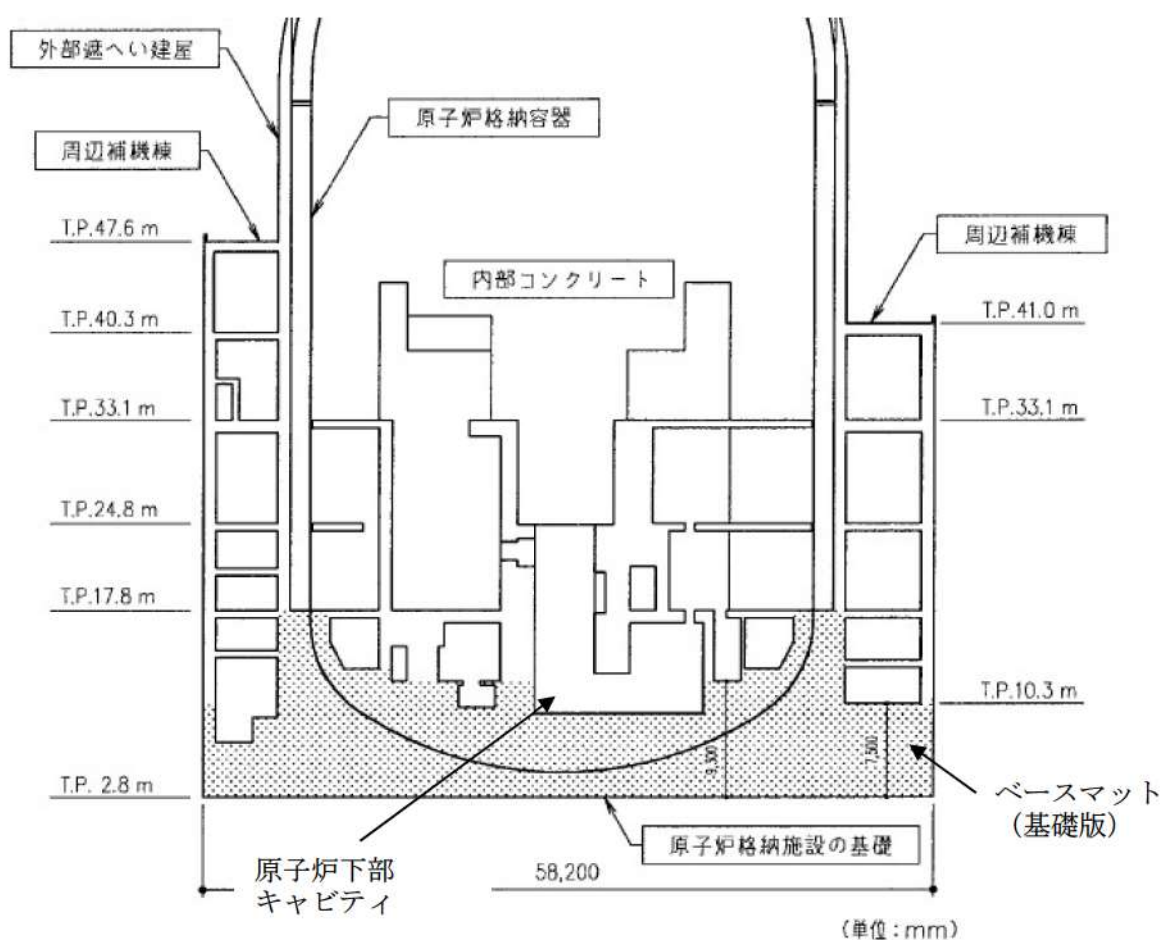


図 ベースマットの範囲

コンクリート侵食の侵食異方性について

OECD/MCCI プログラムにおいて実施された CCI 実験の中で、2次元のコンクリート侵食挙動が模擬された。CCI 実験では、コンクリート侵食が発生した後にキャビティ注水が行われ、その後、溶融物の冷却、溶融物の加熱停止に至り、最終的なコンクリート侵食形状が測定されている。最終的なコンクリート侵食形状については、石灰岩系コンクリートを使用した CCI-2 実験では床面方向と壁面方向が等方的に侵食されているのに対して、玄武岩系コンクリートを使用した CCI-1 実験、CCI-3 実験では床面方向に比べて壁面方向の侵食が大きくなる結果となっている。測定された侵食速度から評価すると、壁面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の4倍程度とされている¹。石灰岩系コンクリートと玄武岩系コンクリートの侵食の傾向の相違は、化学物質組成の相違、コンクリートのガス含有量の相違、溶融物とコンクリートの境界の状態の相違によって説明できるとされている¹が、その詳細については明らかではない。

実機解析条件では、溶融炉心は冠水した原子炉下部キャビティに落下し、キャビティの水中を拡がって、キャビティ内に堆積することを想定しており、CCI 実験条件と実機解析条件は異なる。したがって、実機においてもコンクリートの侵食異方性が現れるか明確ではない。ここでは、実機条件※において、コンクリートの侵食異方性があると想定して、その影響がどの程度になるかを検討する。

前述のとおり、溶融炉心は冠水したキャビティの水中を拡がり、キャビティ床全面に到達すると考えられる。このとき、侵食深さの観点で考えると、泊3号炉に対する MAAP 解析では床面方向の侵食深さは約3mm、壁面方向の侵食深さは約3mmである。壁面方向の侵食速度が4倍大きいと仮定すると、壁面方向の侵食深さは約1.2cmになるが、これは、泊3号炉に対する MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果（壁面方向の侵食深さ：約18cm）で包絡される。

次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では壁面方向の熱流束の積算値は $5.4 \times 10^4 \text{kJ/m}^2$ であり、CCI 実験同様に壁面方向の熱流束の積算値が床面方向の熱流束の積算値の4倍と仮定した場合でも、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果 ($9.2 \times 10^5 \text{kJ/m}^2$) に包絡される。

以上から、仮にコンクリートの侵食異方性があると想定し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とを確認した。また、泊3号炉の原子炉下部キャビティの壁面は厚さ□程度のコンクリートで覆われているため、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。

※ 泊3号炉の原子炉下部キャビティの床面は厚さ□程度、壁面は厚さ□程度（原子炉容器周りでは□以上、一番薄い箇所では□以上）のコンクリートで覆われている。

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

¹ ” OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.

原子炉下部キャビティから格納容器サンプへの溶融炉心の流入について

1. はじめに

泊3号炉において、原子炉格納容器内で発生した水を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するために格納容器サンプが図1及び図2のとおり配置されている。また、原子炉下部キャビティと格納容器サンプはドレン配管にて接続されている。

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合には、代替格納容器スプレイにより水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約8mの長さがあることから、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心が格納容器サンプに流入する可能性は低いと考えられる。そのため、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）のベースケースにおいては、原子炉容器破損によって原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心が格納容器サンプへ流入することは考慮していない。

ただし、格納容器サンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面までの距離が十分に確保されていることから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能及び原子炉容器の支持機能が損なわれるおそれは低いと考えられる。

ここでは、溶融炉心の凝固評価により溶融炉心がドレン配管内で凝固することを確認する。

2. 溶融炉心の凝固評価

(1) EPRI/FAI 試験の概要^[1]

EPRI (Electric Power Research Institute) 及び FAI (FAUSKE & ASSOCIATES, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、泊3号炉のドレン配管に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。

図3に試験装置概要を示す。 Fe_2O_3 と Al によるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融した Al_2O_3 が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により Fe と Al_2O_3 とで成層化が起こる。密度差から Al_2O_3 は Fe より上層にあることにより、 Al_2O_3 によりセメント製のキャップが溶融し、 Al_2O_3 のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離(凝固距離)は0.79mであった。

(2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について

ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は、流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量(配管径に依存)の比率に基づき流動距離を推定する。

表1に評価に使用する溶融炉心の物性値を示す。EPRI/FAI 試験の模擬溶融炉心である Al_2O_3 の溶融潜熱 ($h_{fs}=1.16 \times 10^6 \text{ J/kg}$) に密度 ($\rho=3,800 \text{ kg/m}^3$) を乗じると、流動停止までの保有熱量は $4,408 \text{ MJ/m}^3$ となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。

$$h_{ab} = \{ (T_{sh} + T_{liq} - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$$

ここで、 h_{ab} : 溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和 (J/kg)、 T_{sh} : 溶融炉心過熱度 (K)、 T_{liq} : 溶融炉心液相線温度 (K)、 T_{sol} : 溶融炉心固相線温度 (K)、 C_p : 溶融

炉心比熱 (J/kgK)、 h_{fs} : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg) である。

このとき、 h_{ab} は約 [] J/kg となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 [] MJ/m³ となり、Al₂O₃ の約 [] 倍となる。

また、ドレン配管の配管直径 (d_f) は [] cm、EPRI/FAI 試験のドレンラインの配管直径 (d_{tes}) は 5 cm のため、配管直径の比は [] 倍である。配管直径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離 (凝固距離) を次式のように評価する。

$$L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$$

ここで、 L : ドレン配管内の溶融炉心流動距離 (凝固距離)、 L_{tes} : EPRI/FAI 試験の流動距離、 d_f/d_{tes} : 配管直径比、 $(h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$: 流動停止までの保有熱量比である。

EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は約 [] m となる。

原子炉下部キャビティから格納容器サンプまでのドレン配管長は、約 8m あることから、溶融炉心はドレン配管内で凝固するため、格納容器サンプ内に到達することはないと考えられる。

3. 結論

原子炉下部キャビティから格納容器サンプへと繋がるドレン配管は、全長約 8 m (水平部分は約 6.2m) の配管長を有しており、かつ 2. 及び別紙 1 に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも 2.6m と、格納容器サンプに溶融炉心が流入することはない。なお、仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合においても、格納容器サンプから原子炉格納容器バウンダリ及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面まで十分な距離があることから、コンクリート侵食により原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達せず、原子炉容器の支持機能を維持できると考えられる。

- [1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI Technical Report TR-103389, 1994

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

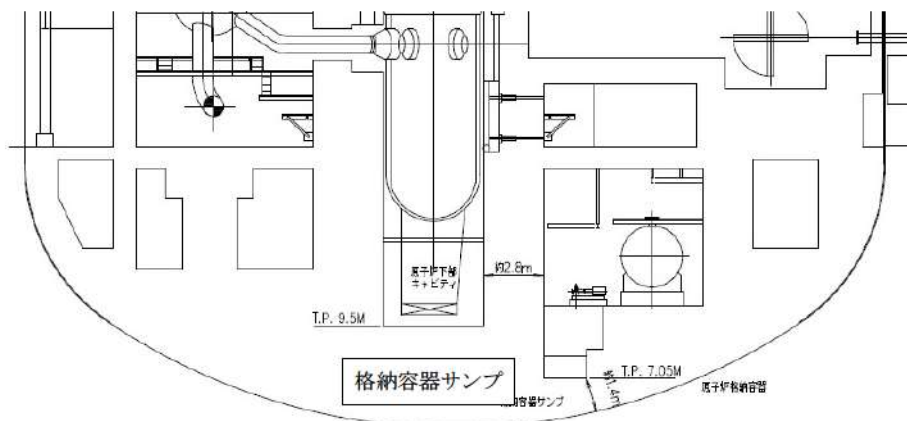
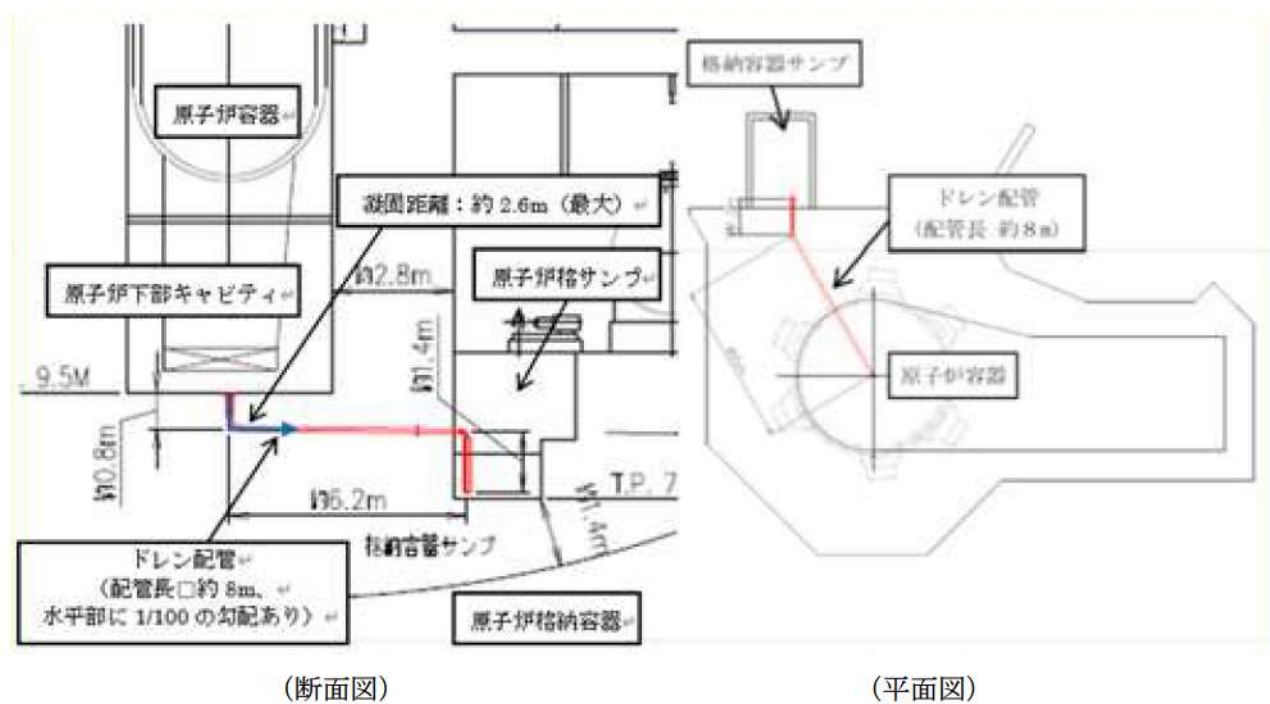


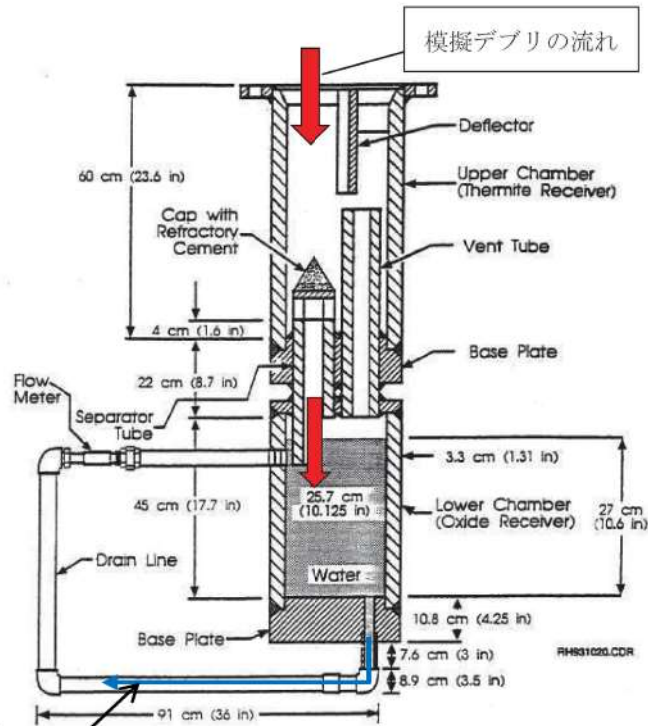
図1 原子炉格納容器の構造図



(断面図)

(平面図)

図2 格納容器サンプの配置及びドレン配管形状



最大流動距離：約 79cm

図 3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]

表 1 評価に使用する溶融炉心物性値^{*}

項目	物性値
溶融炉心過熱度	[Redacted]
溶融炉心液相線温度	
溶融炉心固相線温度	
溶融炉心比熱	
溶融炉心密度	
溶融炉心溶融潜熱	

※溶融炉心物性値については、MAAP 解析（格納容器過圧破損/FCI/MCCI）における原子炉格納容器破損直前の下部プレナム内溶融炉心の物性値を使用した。

■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について

1. EPRI/FAI 試験と実機のドレン配管の体系の比較

EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、泊 3 号炉のドレン配管と体系を比較するため、溶融物条件を表 1 に、流路構造を表 2 に比較する。

表 1 の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリの物性を比較すると、密度及び動粘度が異なるものの、熱伝導率、配管内での溶融物凝固及び流動特性に影響する凝固までの蓄熱量は近い値になっている。なお、密度は、凝固までの蓄熱量及び動粘性係数の計算に用いており、動粘性係数については、EPRI 試験値よりも泊 3 号炉の値の方が大きいいため、泊 3 号炉の方が大きい摩擦応力が伝わりやすいと考えられる。

表 2 に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径 50mm に対し、泊 3 号炉のドレン配管の口径は 108mm であり、配管断面積比は泊 3 号炉のドレン配管の方が約 4.67 倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率 1 のとき約 0.75 倍、限界固相率 0.70 のとき約 0.46 倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積（表面積）も増加するため、単位長さ当たりの伝熱面積は泊 3 号炉の方が約 2.16 倍大きい。

デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約 0.18m（試験後の観察結果）であり、泊 3 号炉では約 0.25m（MAAP 結果）である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約 0.27m である。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約 0.45m、泊 3 号炉で約 1.1m である。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約 3.0m/s、泊 3 号炉で約 4.6m/s となる。

2. EPRI/FAI 試験の適用性

EPRI/FAI 試験を泊 3 号炉のドレン配管の体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。

Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と泊 3 号炉での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を泊 3 号炉のドレン配管に適用した場合の評価を行う。

この場合、泊 3 号炉のドレン配管でのデブリの流動距離 (L_{t3}) は次の式で表現できると考えられる。

$$L_{t3} = L_{FAI} \times \frac{d_{t3}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{t3}\rho_{t3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{t3}}{v_{FAI}}$$

ここで、

$$\frac{d_{t3}}{d_{FAI}} \quad : \quad \text{配管直径比}$$

$$\frac{h_{t3}\rho_{t3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \quad : \quad \text{凝固までの蓄熱量比}$$

$$\frac{v_{t3}}{v_{FAI}} \quad : \quad \text{デブリの速度比}$$

であり、上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{t3}) を求めると、

$$\begin{aligned}L_{t3} &= 0.79 \times 2.16 \times 0.75 \times 2 \\ &= 2.6 \text{ (m)}\end{aligned}$$

となる。

ドレン配管流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.70程度で拡がり停止するという知見がある等^[2]、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。

EPRI/FAI 試験と泊3号炉で考慮した熔融物の条件では、熔融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、泊3号炉では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、熔融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は、単相では熔融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を泊3号炉のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる保守的な扱いとなると考える。

以上より、本評価は EPRI/FAI 試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速を基に流動距離を求める際の最大値と考える。

- [2] C. Journeau, et al., "Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests," Nuclear Engineering and Design vol.223 (2003) 75-102

以上

表 1 溶融物条件の比較

項目	EPRI/FAI 試験	泊 3 号炉
溶融物	アルミナ	溶融デブリ
過熱度 (K)	100	
融点 (°C)	2047	
密度 (kg/m ³)	3800	
比熱 (kJ/kgK)	1.3	
溶融潜熱 (kJ/kg)	1160	
熱伝導率 (W/mK)	7.5	
粘性係数 (Pa·s)	0.003	11
動粘性係数 (m ² /s)	7.89×10^{-7}	1.20×10^{-3}
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	3671
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	—	2259
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	0.75
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	—	0.46

表 2 流路構造の比較

項目	EPRI/FAI試験	泊 3 号炉
溶融物	アルミナ	溶融デブリ
流路構造比較	円管	
流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.108
断面積比	1	4.67
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1)	1	3.49
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	1	2.15
単位長さ当たりの伝熱面積比	1	2.16
床面から配管水平部までの深さ (m)	0.273	0.8
デブリ堆積高さ (m)	0.18	0.25
ヘッドから計算される流速 (m/s)	2.99	4.6
流速の実測値 (m/s)	0.03 (平均) ~0.19 (最大)	—
デブリの流動距離 (m)	~0.79	2.6

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

溶融炉心流入後のドレン配管における管壁の侵食量評価

原子炉下部キャビティの床面に目皿が設置されており、床下にドレン配管が設置されている。このため、以下の評価を実施した。

a. 評価体系

- ・ドレン配管内に流入した溶融炉心を円柱で模擬し、側面は熱伝導を考慮したコンクリートで囲まれているものとし、両端が水によって除熱されるものとした。

b. 評価条件

- ・溶融炉心の流動距離（円柱の高さ）は、別紙 1 の評価結果を踏まえ、保守的に目皿から 3.0m とした。
- ・崩壊熱は事象発生から 1.5 時間後の値とした。
- ・水への熱流束は 800kW/m^2 一定とし、有効性評価に比べ、保守的な値を用いている。

c. 評価結果

- ・管壁の侵食量は約 0.008m となった。ドレン配管から原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離が約 3.3m であることから、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無いことを確認した。（別図 2-1 参照）

d. 評価の保守性について

本評価では、種々の不確かさを包絡する観点で b. の評価を実施したが、現実的には以下の効果に期待できるものと考えられ、b. の評価には保守性があるものとする。なお、c. のとおり b. の保守的な評価条件であっても、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無い。（別図 2-2 参照）

・流入量、流入距離の観点

流入量については別紙 1 に示すとおり、保守的に流動限界固相率を 1 とした場合の評価においても流動距離は約 2.6m であり、流動限界固相率を 0.7^[3]として考慮すると流入量及び流入距離は更に低減されるものとする。（別図 2-2 中②参照）

・流入経路の影響

原子炉容器下部から落下した溶融炉心がドレン配管に流入する際には目皿が流入を妨げる要因となりえるが、不確かさがあるものとする。（別図 2-2 中①参照）

・崩壊熱

崩壊熱については事象発生から 1.5 時間後の崩壊熱を用いて評価したが、有効性評価のベースケースでの溶融炉心落下時刻は事象発生の約 1.6 時間後であり、保守的な想定になっているものとする。また、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心が目皿を介してドレン配管に流入するまでの時間を考えると、崩壊熱については更に低減されるものとする。（別図 2-2 中③参照）

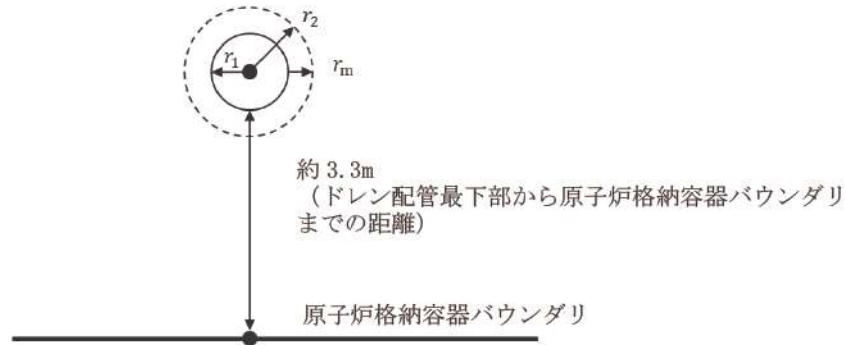
・除熱の形態

水への熱流束については、保守的に 800kW/m^2 一定としているが、現実的には圧力依存性に期待できるものとする。（別図 2-2 中④参照）

また、ドレン配管に侵入した溶融炉心の冷却材への伝熱は両端からの除熱にのみ期待しているが、侵食が進展した場合、水平な配管の上部には空隙の多い領域が生じるものと考えられ、その領域への水の浸入を考慮すると更に除熱量が増大する。ドレン配管の格納容器サンプ側からは代替格納容器スプレイにより溶融炉心落下後も水が供給されるため、水が枯渇する状況は考えにくい。ドレン配管内での溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生及びドレン配管内への流出により、空隙部に水が侵入できない可能性が考えられるが、その場合は非凝縮性ガスによる溶融炉心からの除熱に期待できるものとする。（別図 2-2 中⑤参照）

・更なる感度解析の確認結果

目皿からのドレン配管の全長は約8mであるが、これが溶融炉心で満たされた、本評価よりも更に極端なモデルを仮定しても、管壁の侵食量は約0.05mに留まり、原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離（約3.3m）には余裕があることを確認している。



別図2-1 原子炉下部キャビティドレン配管評価のイメージ

e. コンクリート侵食時に発生する非凝縮性ガスの挙動

- ・管壁の侵食量が約 0.008m となるまでに侵食されるコンクリートの体積は、ドレン配管へのデブリ侵入距離を 3.0m とした場合、

$$3.0 \times (0.062^2 - 0.054^2) \times \pi = 0.009 \text{ m}^3$$

となる。この侵食によってコンクリートに含まれる CO₂ が全て気体として放出されると仮定すると、

$$\begin{aligned} \text{質量} &: 0.009 \times \square \times \square = \text{約}0.24\text{kg} \\ \text{体積} &: 0.24/44 \times 22.4 = \text{約}0.12\text{Nm}^3 \end{aligned}$$

となる。また、上記の体積のコンクリートに対して MCCI が生じた場合、約 0.17kg の水素が発生することとなる。管内に溶融炉心が流入した後は、管内の水による冷却や侵食に伴って空隙が発生すると考えると、発生した非凝縮性ガスは管壁に沿って排出されるものと考えられる。

これらの非凝縮性ガスについては、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析では、ジルコニウム-水反応によって約 53.5kg の水素が発生することから、上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数百 g 程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果に包絡されており、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。

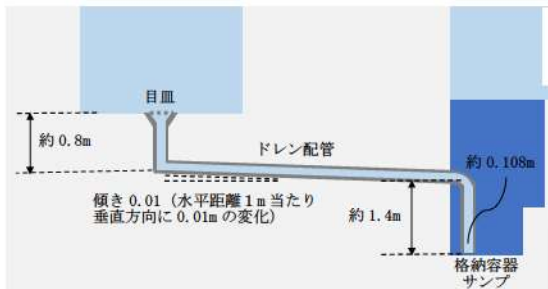
以上

参考文献：

- [3] C. Journeau, et al., “Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests,” Nuclear Engineering and Design, vol.223 (2003) 75-102

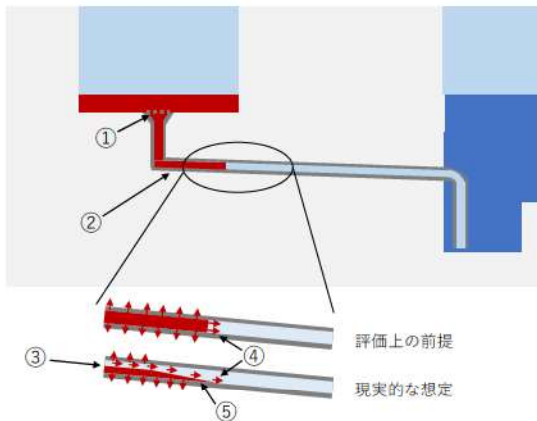
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

○溶融炉心落下に備えて水張りされた原子炉下部キャビティの状態



- ・ 溶融炉心落下に備えた水張りにより、目皿及びドレン配管内含め、水で満たされた状態

○溶融炉心落下後の原子炉下部キャビティの状態



- ・ 溶融炉心落下後、溶融炉心が目皿からドレン配管内に侵入したと仮定した状態
- ・ 評価に対し、以下の不確かさ又は保守性があると考え
- ① ドレン配管へ溶融炉心が進入するには、目皿が流入を妨げる要因となりえる
- ② 流動限界固相率を 1 とした場合、流動距離は約 2.6m であるが、当該係数を 0.7 として考慮すると流入距離及び流入量は更に低減される可能性があること
- ③ 溶融炉心の崩壊熱については事象発生から 1.5 時間後の値を用いたが、ベースケースでの格納容器下部への溶融炉心落下は事象発生から約 1.6 時間後であり、溶融炉心落下後にドレン配管に流入するまでの時間もあることから、崩壊熱の設定には保守性があること
- ④ 評価では水への除熱量を保守的な値として 800kW/m^2 としているが、現実的には圧力依存に期待でき、かつ、水と接する面の表面積も現実的にはより大きいと考えられることから、更なる除熱効果が得られると考えられること
- ⑤ 溶融炉心によるドレン配管の侵食により管壁と溶融炉心の間に空隙部が生じ、侵食に伴う非凝縮性ガスの流出又は冷却材の侵入による更なる除熱に期待できる可能性があること

別図 2-2 原子炉下部キャビティドレン配管への溶融炉心の流入のイメージ

原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と 落下後の堆積に関する考慮

1. 溶融デブリの評価条件

泊3号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として原子炉下部キャビティに落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。

2. 泊3号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ

泊3号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が原子炉下部キャビティに一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは□mとなる。原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心と原子炉下部キャビティの位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）までは、□m以上あることから、仮に溶融炉心が全量落下しても原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。

3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ

(1) 原子炉下部キャビティの構造物等の影響

原子炉下部キャビティには、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。

したがって、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当の UO_2 及びZr等のデブリ容積に加えて、原子炉下部キャビティの構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮した場合、原子炉下部キャビティの構造物として、原子炉容器下部の計装案内管及びサポート等を想定した場合においても、デブリ堆積高さは、□mとなり、増加分は□mであることから、原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。

(2) 溶融炉心の細粒化に伴う影響

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合、予め原子炉下部キャビティへ水張りを実施する手順としていることから、溶融炉心の一部は水中で細粒化すると考えられる。この時、細粒化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

もっとも厳しい条件として、全量が細粒化した際の堆積高さを評価する。例えば、空隙率が最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として堆積する場合を仮定すると、空隙率は 0.48 であり、堆積高さは (1) で考慮した堆積高さ m に対し、デブリ堆積高さは m となるが、原子炉下部キャビティ床面から原子炉下部キャビティの開口部までは、 m 以上あることから、細粒化に伴う堆積高さの増加を考慮しても原子炉下部キャビティ以外に熔融炉心が広がる恐れはないと考える。

なお、熔融炉心落下前の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m である。そのため、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）から細粒化した熔融炉心が流れ出ること懸念されるが、代替格納容器スプレイは継続しており、また代替格納容器スプレイ停止時にも熔融炉心冷却により蒸散した冷却水を補うよう、開口部を通じて原子炉下部キャビティへ流入が続くことから、熔融炉心が流出することはないと考える。

(3) 熔融デブリの落下の位置及び拡がりの影響

原子炉容器から原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下の経路については、計装案内管破損に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉容器の構造からは、原子炉容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考える。

泊 3 号炉では、図 3 に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部があるのは、原子炉容器下部ではないため、原子炉容器直下ではない場所に熔融炉心が偏って堆積し、熔融炉心が原子炉下部キャビティの側面の開口部の高さまで到達する状況は考え難い。一方、原子炉下部キャビティの入口扉は、原子炉下部キャビティの端に繋がる通路の奥にあるものの（図 3）、原子炉下部キャビティの床には段差もないことから、熔融炉心が入口扉まで広がる可能性はある。入口扉は金属製であり、熔融炉心の接触により損傷することも想定されるが、入口扉の先は上り階段になっており、階段の先の床上まで約 2.6m の高さがあることから、原子炉下部キャビティ以外に熔融炉心が広がる恐れはないと考える。

以上

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表1 溶融炉心の拡がりに関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融炉心落下割合	100% [] t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定
溶融炉心の組成	図2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)
原子炉下部キャビティ床面積	[] m ²	設計値 ^(注)

(注) 通路部を除く

表2 原子炉下部キャビティにおいて溶融対象となる構造物の質量及び体積

項目	質量/体積 ^(注1)	備考
燃料 (UO ₂)	[]	[]
被覆管 (Zr)	[]	
制御棒/BP 集合体/ シンプルプラグ (SUS)	[]	制御棒, BP 集合体, シンプルプラグ の合計
制御棒 (その他の金属) ^(注2)	[]	制御棒における Ag, Cd, In の質量
下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱 (SUS)	[]	下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []
原子炉下部キャビティの サポート等 (SUS)	[]	
合計 ^(注3)	[]	

(注1) 質量から体積への換算は以下の密度 (密度は温度によって変化するが、常温での値で代表) を用いているため、体積は参考値扱いである。

UO₂ : 10100 (kg/m³)
 Zr : 6500 (kg/m³)
 SUS : 7860 (kg/m³)
 Ag : 10500 (kg/m³)

(注2) 体積については、制御棒の SUS 以外の金属は割合の多い Ag で代表する。

(注3) MAAP における、原子炉下部キャビティへの落下量は [] であるが、評価では合計値より保守的に設定した数値を使用する。

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

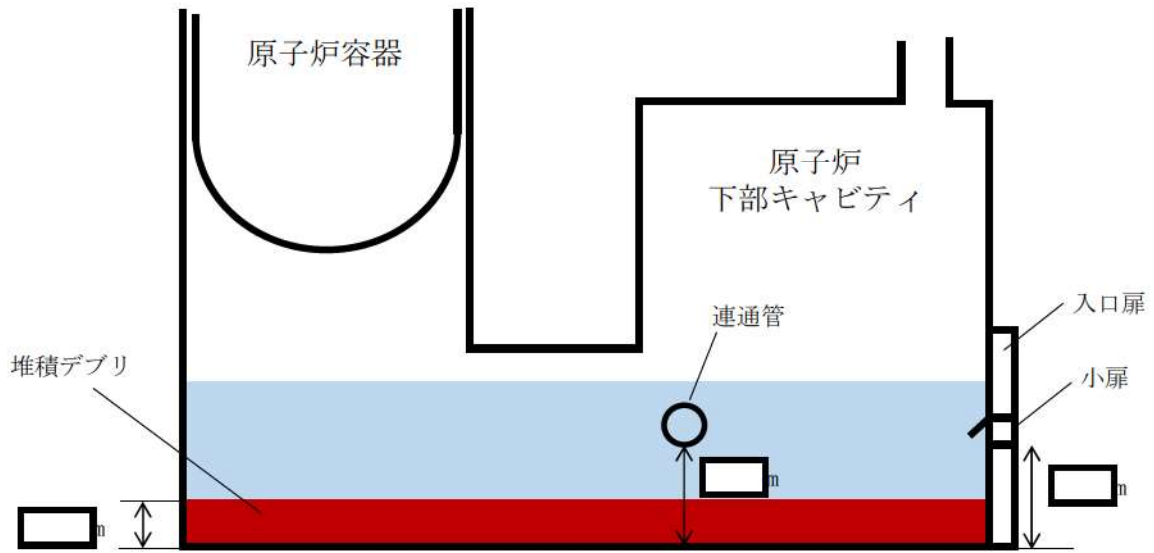


図1 原子炉下部キャビティ堆積デブリ状況



図2 溶融炉心の組成の推移

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

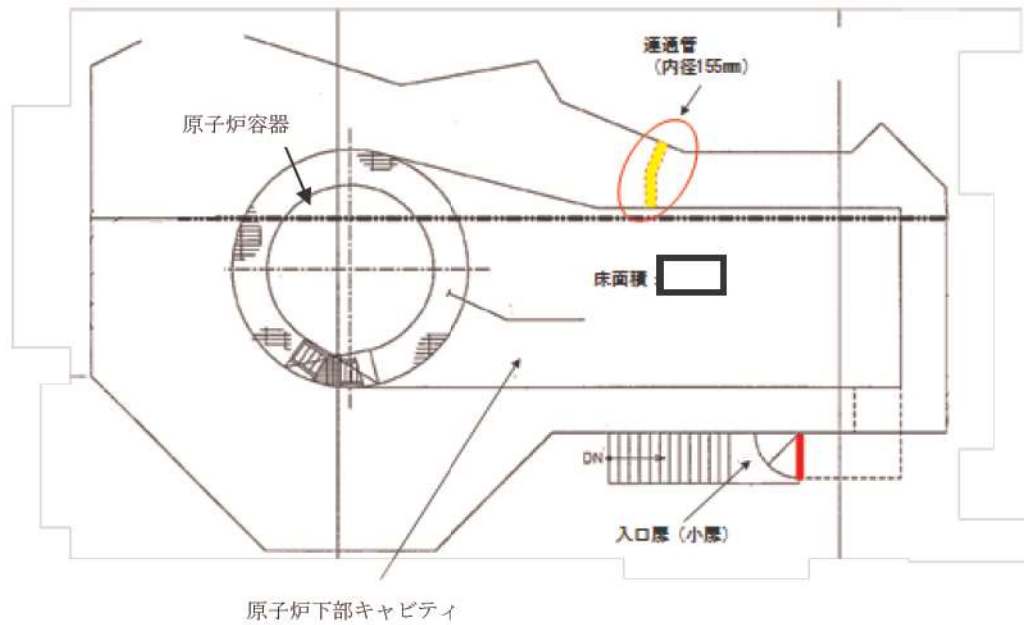


図3 原子炉下部キャビティ内の連通管及び小扉の設置状況

□: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について

溶融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物（コリウム）の考え方について以下に示す。

○原子炉容器内 t

原子炉容器内に存在するコリウムの総量については、原子炉容器内に存在する以下の構造物を考慮した。

- ・燃料集合体 : 157 体全て溶融すると想定
- ・制御棒 : 48 体全て溶融すると想定
- ・BP 集合体・シンプルプラグ : 全て溶融すると想定
- ・炉内構造物 : 炉心よりも下部に存在するものは全て溶融すると想定

○原子炉容器外

原子炉容器外に存在する構造物として、原子炉下部キャビティに存在する炉内計装案内管及びサポート等を考慮した（別紙1参照）。

- ・炉内計装案内管及びサポート等 : 全て溶融すると想定（約 t）

上述の考え方に基づき、溶融炉心の堆積高さを算出した。

以上

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉下部キャビティ内の溶融対象となる構造物について

溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり、原子炉容器から溶出したコリウムにより溶融すると推定した原子炉下部キャビティの構造物について以下に示す（図1）。なお、原子炉下部キャビティ水位の計算においては、炉内計装案内管及びサポート等を考慮せず、原子炉下部キャビティ水量とキャビティ幾何形状から水位を算出している。



図1 原子炉下部キャビティの溶融対象となる構造物

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価

原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。

(1) 溶融炉心の堆積高さ

溶融炉心の堆積形状を図1に示す。空隙率を考慮したデブリ堆積高さは、 H_{corium} は式(1)で評価する。

$$H_{\text{corium}} = (V_m * (1 - \phi_{\text{ent}}) + V_m * \phi_{\text{ent}} / (1 - \varepsilon)) / S_{\text{cv}} \quad (1)$$

ここで、

V_m : 溶融物体積 (約 17m³)

ϕ_{ent} : 細粒化割合 (約 0.68) (別紙参照)

ε : 空隙率 (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値)

S_{cv} : 原子炉下部キャビティ床面積 (m²)

式(1)から溶融炉心体積高さは、 m となる。原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m であるため、細粒化を考慮した場合においても冠水することが確認できた。

(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価

溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。

PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと拮がり距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。

(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状ととして、図2のように連続層については、原子炉下部キャビティの原子炉容器直下の円形部に円柱上に円錐が堆積した形状とする。粒子状デブリは、連続層の上から堆積するものとし、原子炉下部キャビティ全面に一様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1:16 を想定する*。これを元に、原子炉容器破損直後における溶融炉心の堆積高さを計算した結果、堆積高さは m となる。計算方法は以下のとおりである。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

- ・連続層は、原子炉下部キャビティのうち原子炉容器直下の円形部分に堆積するものとする。
- ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは円形部分全面に拡がった場合であることから、原子炉下部キャビティ円形部分の直径 \square m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の高さは \square m となる。
- ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の堆積を除いたものとして求める。
- ・粒子状デブリについては、原子炉下部キャビティ床面に連続層の上から一様に堆積すると仮定して求める。
- ・熔融炉心の堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。

なお、熔融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して熔融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による原子炉下部キャビティ水位変化への影響は小さく、熔融炉心露出までの時間への影響は小さい。

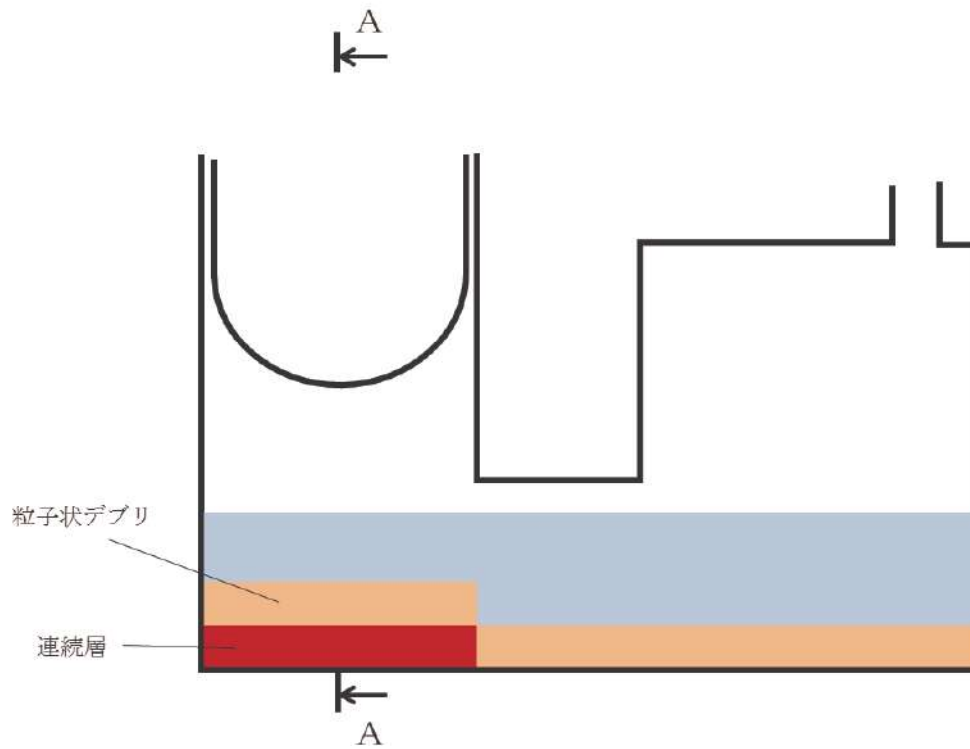
※PULiMS 実験のうち、熔融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740 mm×560 mm となっている(表 1, 図 3)。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、空隙率や炉内及び原子炉下部キャビティ内の構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。

\square : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

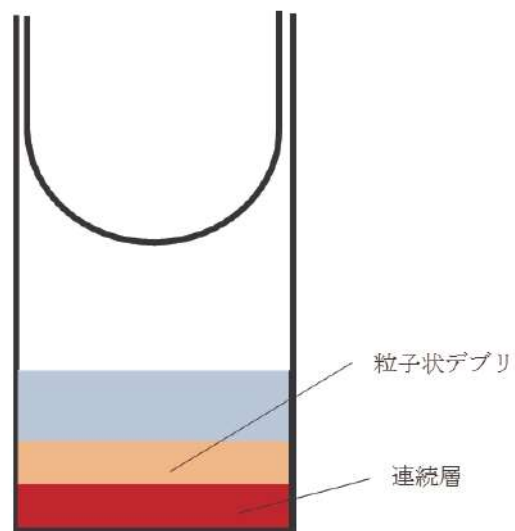
溶融炉心の堆積形状については不確かさが大きいいため、粒子状デブリの堆積の偏りにより、溶融炉心の一部が露出する可能性は否定できない。また、溶融炉心が落下する際に原子炉容器下部にある計装案内管及びサポート等の構造物が溶融せずに、溶融炉心がこれらに堆積し一部が露出する可能性もある。

しかしながら、本評価では原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位（約 1.5m）にて評価を実施しているが、代替格納容器スプレイは継続するため原子炉下部キャビティ水位は上昇し、仮に原子炉容器破損時に一部の溶融炉心が露出したとしても水没する。また、原子炉下部キャビティ水中に落下した溶融炉心により水蒸気が発生し、露出している溶融炉心は水蒸気により冷却される。このため、溶融炉心の一部が露出したとしても原子炉格納容器の健全性には影響はないと考えられる。

- [1] A. Konovalenko, et al., “Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt coolant Interaction,” Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).



断面図



A-A

図1 熔融炉心堆積形状