

- 3. 運転中の原子炉における重大事故
- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

- (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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV, TQUX, LOCA, 長期TB, TBU, TBP及びTBDである。

- (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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し，原子炉格納容器の過圧・過温により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，損傷炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却，また，残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また，原子炉格納容器の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止するために，原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって，原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

本格納容器破損モードは，原子炉格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観点で厳しい事象であり，残留熱代替除去系の使用可否により，格納容器圧力・温度等の挙動が異なることが想定されるため，残留熱代替除去系を使用する場合と使用しない場合の両者について，格納容器破損防止対策の有効性評価を行う。残留熱代替除去系が使用できる場合には，格納容器フィルタベント系よりも優先して使用する。

なお，本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待しており，原子炉圧力容器破損に至ることはないが，重大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に至る場合については，「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」，「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合

3.1.2.1 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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、初期の対策として低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段を整備する。また、安定状態に向けた対策として残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.2.1-1(1)図及び第 3.1.2.1-1(2)図に、対応手順の概要を第 3.1.2.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.2.1-1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.2.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

(1) 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認

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して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。

非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等である。

なお、対応操作は、原子炉水位，格納容器圧力等の徴候に応じて行うため、破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や、破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。

(2) 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。

中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備，低圧原子炉代替注水系（常設）及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。

(3) 炉心損傷確認

大破断 LOCA 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する

ため、原子炉水位は急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）である。

（添付資料 3.1.3.1）

また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入の準備を行う。サブプレッション・チェンバのプール水のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。

(4) 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位が回復し、炉心は冠水する。

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、代替注水流量（常設）等である。

なお、大破断LOCAにより格納容器温度が上昇し、ドライウエル温度（SA）の指示が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と判断する。

水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びドライウエル温度（SA）である。

水位不明と判断した場合、原子炉水位は、崩壊熱及び原子炉注水流量から推定して把握することができる。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LOまで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。

(5) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

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ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）である。

(6) 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱

原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて、原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

残留熱代替除去系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系原子炉注水流量等であり、原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウェル圧力（SA）、サブプレッション・プール水温度（SA）等である。

また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器酸素濃度（SA）等である。

(7) 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器酸素濃度（SA）である。

3.1.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態をLOCAに全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断LOCAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAを起因とする、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要事象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。

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に対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.2.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケン

ス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は、原子炉压力容器内の保有水量を厳しく評価し、かつ、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として、再循環配管（出口ノズル）とする。

(添付資料 1.5.2)

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。

(d) 水素ガスの発生

水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、事象発生と同時に発生するものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

最大 250m³/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。

(e) 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱

残留熱代替除去系の循環流量は、全体で 150m³/h とし、原子炉注水へ 30m³/h、格納容器スプレイへ 120m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイを実施する。

(f) 原子炉補機代替冷却系

残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、熱交換器の設計性能に基づき約 7MW（サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 30℃において）とする。

(g) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35℃、純度 99.9vol % にて 100m³/h[normal]（窒素 99.9m³/h[normal] 及び酸素 0.1m³/h[normal]）で原子炉格納容器内に注入する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。なお、原子炉注水は、残留熱代替除去系の運転開始時に停止する。
- (b) 原子炉補機代替冷却系の運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備時間等を考慮し、事象発生 10 時間後から開始する。
- (c) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し、12 時間後からドライウェル内へ窒素注入を開始する。

(3) 有効性評価（ $Cs-137$ の放出量の評価）の条件

- a. 事象発生直前まで、定格出力の 100% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。
- b. 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{*1}されるものとする。

※1 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シナリオにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。

- c. 原子炉格納容器内に放出された $Cs-137$ については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

- d. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

- (a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 ($DF=10$) を考慮する。

- (b) 原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。

非常用ガス処理系は、事象発生 60 分後から、常設代替交流電源設備か

らの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。

- (c) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2.2-1(1) 図から第 3.1.2.2-1(3) 図に、燃料最高温度の推移を第 3.1.2.2-1(4) 図に、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.2.2-1(5) 図から第 3.1.2.2-1(8) 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。

水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 5 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 28 分後に燃料温度は約 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 30 分後、常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する。

原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。

事象発生から 10 時間経過した時点で、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、その後、徐々に低下する。

また、事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を用いたドライウエルへの窒素供給を実施するため、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下は抑制される。

(添付資料 3.1.2.1)

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.1.2.2-1(5) 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、圧力上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 370kPa[gage]となり、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えない。なお、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 10 時間後において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは、原子炉格納容器内の非凝縮ガスに占める割合の 1%以下^{※2}であるため、その影響は無視し得る程度である。

※2 格納容器圧力が最大値の約 370kPa[gage]を示す事象発生から約 10 時間後の原子炉格納容器内の非凝縮性ガス（水素ガス、酸素ガス及び窒素ガ

ス)の物質量は約 $6 \times 10^5 \text{ mol}$ であり、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの物質量の和は約 $3 \times 10^3 \text{ mol}$ 以下である。これが仮にドライウェルよりも体積の小さいサブプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、そのサブプレッション・チェンバでの分圧は 10 kPa[abs] 未満であることから、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスが格納容器圧力に与える影響は無視し得る程度と考えられる。

格納容器温度は、第3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、温度上昇は抑制される。その結果、格納容器雰囲気温度の最大値は約 197°C 、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)の最大値は約 181°C となり、原子炉格納容器の限界温度 200°C を超えない。

第3.1.2.2-1(1)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系(常設)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.2.2-1(5)図及び第3.1.2.2-1(6)図に示すとおり、10時間後に開始する残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器フィルタベント系を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)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ついては、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。

また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。

(添付資料 3.1.2.2, 3.1.2.3, 3.1.3.2)

なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 1.1 TBq (7日間)となり、 100 TBq を下回る。

事象発生からの7日間以降、 Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 1.1 TBq (30日間)及び約 1.1 TBq (100日間)であり、 100 TBq を下回る。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用する場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作、原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位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。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えら

れ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できているが、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいが、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I 事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P) 挙動モデルはP H E B U S - F P 実験解析により原子炉圧力容器内へのF P 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P 実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内F P 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間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原子炉格納容器内F P 挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P) 挙動モデルはA B C O V E 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適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内F P 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。

(添付資料3.1.2.6)

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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、T M I 事故についての再現性及びC O R A 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードS A F E R の評価結果との比較により水位低下幅は解析コードM A A P の評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E R の評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、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圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

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挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは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適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、残留熱代替除去系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料3.1.2.6)

(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3.1.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度33Gwd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30Gwd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴

う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度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。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の残留熱代替除去系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順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。

（添付資料3.1.2.6, 3.1.2.7）

機器条件の可搬式窒素供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、格納容器温度を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。35℃未満の場合は、注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、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、Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは

大破断 L O C A の場合と同程度であり，第 3.1.2.3-1(1) 図及び第 3.1.2.3-1(2) 図に示すとおり，格納容器圧力は 853kPa[gage]，原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなり，格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが，格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の残留熱代替除去系は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合，原子炉水位の回復は早くなり，格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（添付資料 3.1.2.6，3.1.2.7）

機器条件の可搬式窒素供給装置は，解析条件の不確かさとして，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。35℃より高い場合は，格納容器温度が上昇する可能性があるが，窒素温度は格納容器温度よりも低いことから，窒素注入によって格納容器温度が上昇することはなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。35℃未満の場合は，注入される窒素の密度が大きくなり窒素注入開始後の格納容器圧力の上昇が速くなるが，操作手順に変わりはないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして，操作に係る不確かさを「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

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は，解析上の操作開始時間として事象発生から 30 分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について，早期の電源回復不可の判断，常設代替交流電源設備の起動，受電操作，低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を，実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから，運転員等操作開始時間に与える影響はない。

操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は，解析上の操作開始時間として事象発生から 10 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉補機代替冷却系の操作開始は，実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから，運転員等操作開始時間に与える影響はない。また，本操作の操作開始時間は，原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり，原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば，本操作の操作開始時間も早まる可能性があり，残留熱代替除去系の運転開始

時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から 12 時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作開始は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響はない。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(添付資料3.1.2.6)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作は、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.1.2.6)

(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。

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-1(1)図から第 3.1.3.3-1(3)図に示すとおり、事象発生から 60 分後（操作開始時間 30 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系運転操作及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却系運転開始までの時間は、事象発生から 10 時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、原子炉格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の

継続及び格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達した場合には格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイは、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達時点で格納容器スプレイを停止し、格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達するまでの時間は、事象発生から約 32 時間あり、約 22 時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。

操作条件の可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給開始までの時間は、事象発生から 12 時間あり、準備時間が確保できることから、本操作には時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素ベント基準に到達した場合には格納容器ベントにより水素ガス及び酸素ガスの排出を行うこととなる。

(添付資料3.1.2.6, 3.1.3.7)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.1.2.4 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策時における必要な要員は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の 45 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水については、7 日間の対応を考慮すると、約 500m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約 740m³及び輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。また、事象発生 2 時間 30 分以降に輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。

残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱については、サプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源

が枯渇することはないため、7日間の注水継続実施が可能である。
(添付資料 3.1.2.8)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の運転継続が可能である。

大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 12m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 53m³の軽油が必要となる。可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入については、保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 8m³の軽油が必要となる。合計約 73m³の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約 730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水、原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運転継続に約 8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.9)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 1,941kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.10)

3.1.2.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、初期の対策として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策と

して残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段，長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から，可搬式窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段を整備している。

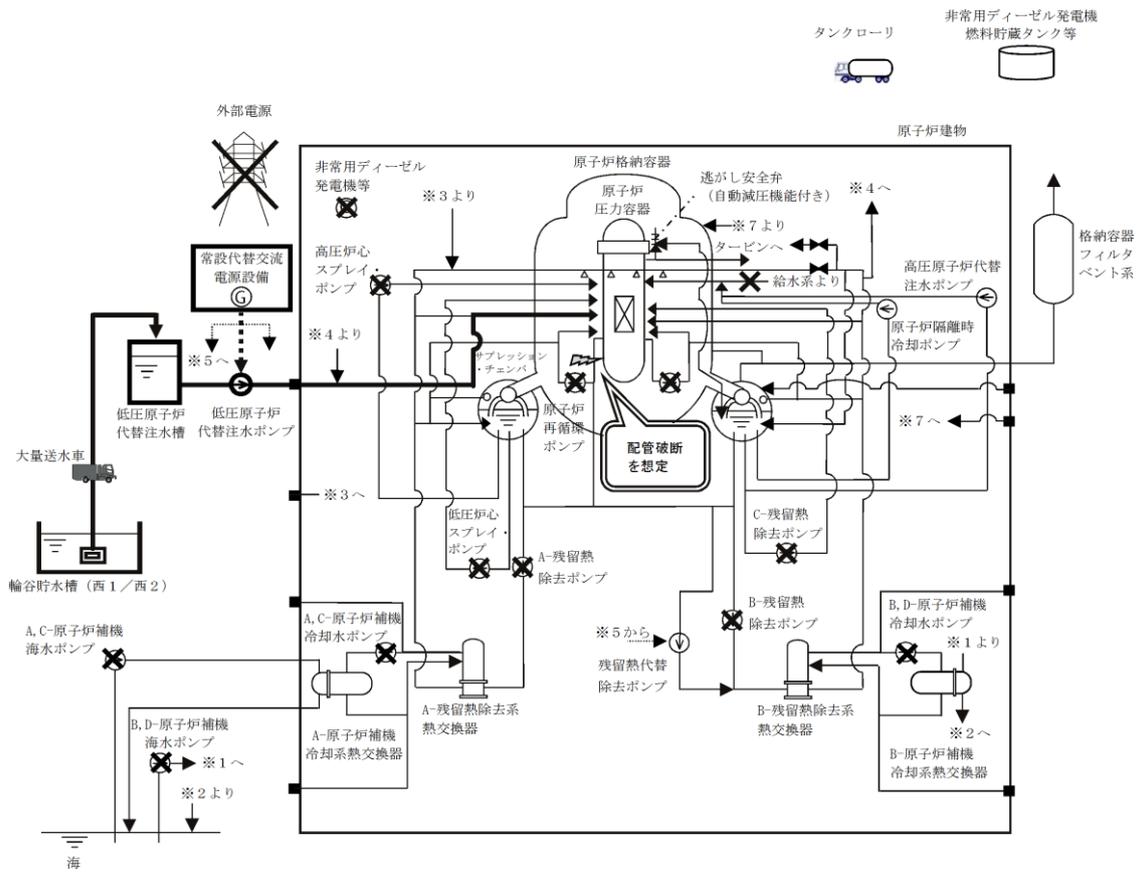
格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」について，残留熱代替除去系を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水，残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施することにより，格納容器内酸素濃度の上昇を抑制しつつ，原子炉格納容器冷却及び除熱が可能である。

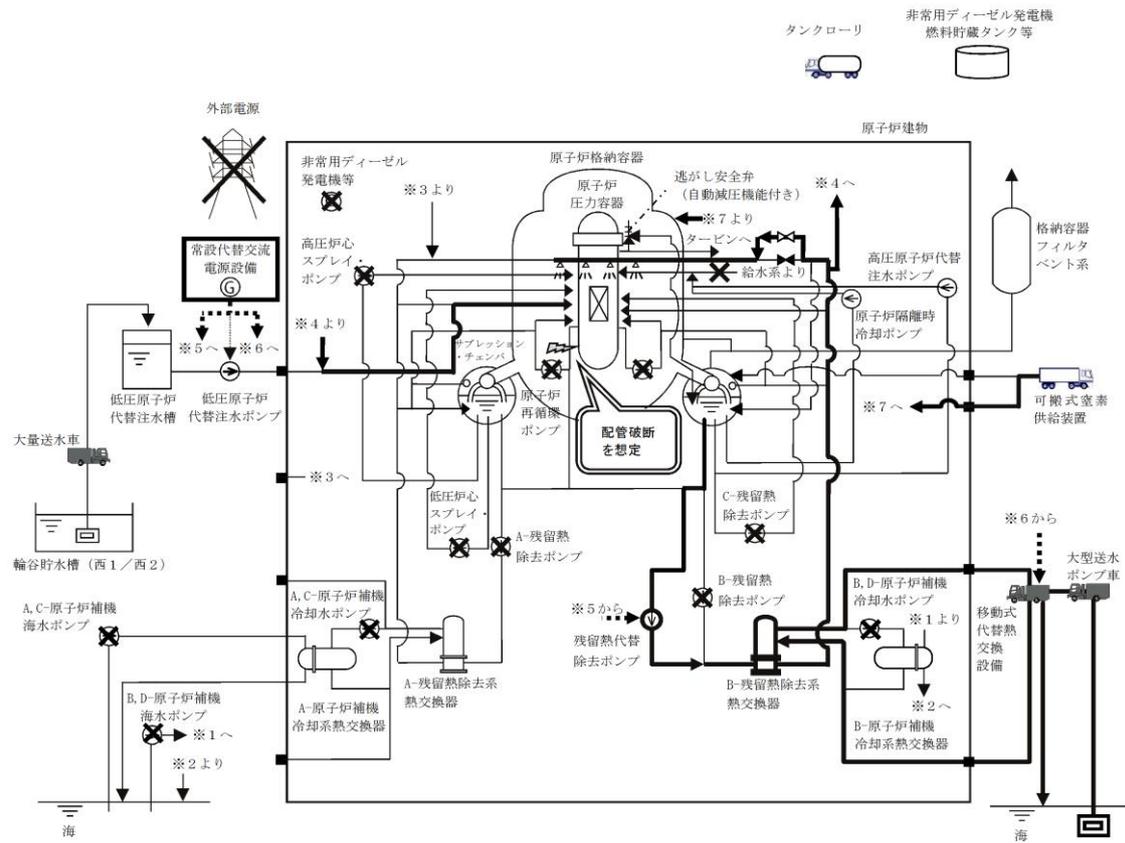
その結果，格納容器フィルタベント系を使用せず，事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達することはなく，ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源も供給可能である。

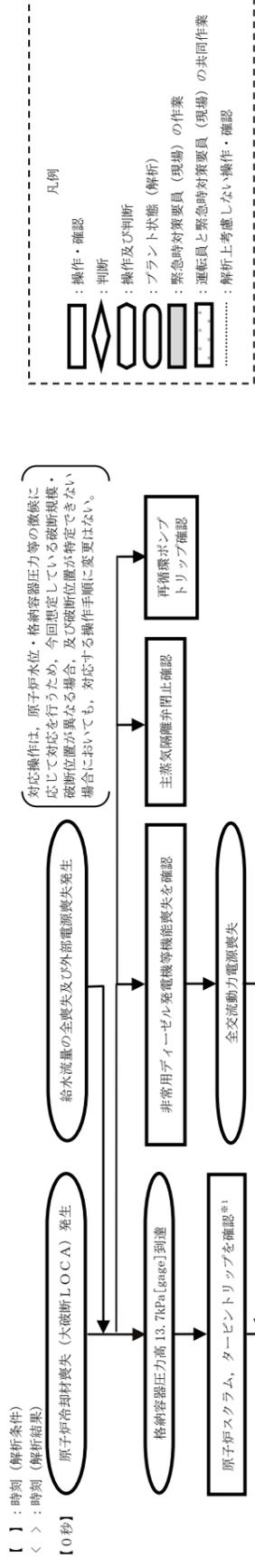
以上のことから，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水，残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱，可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素供給手段等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。



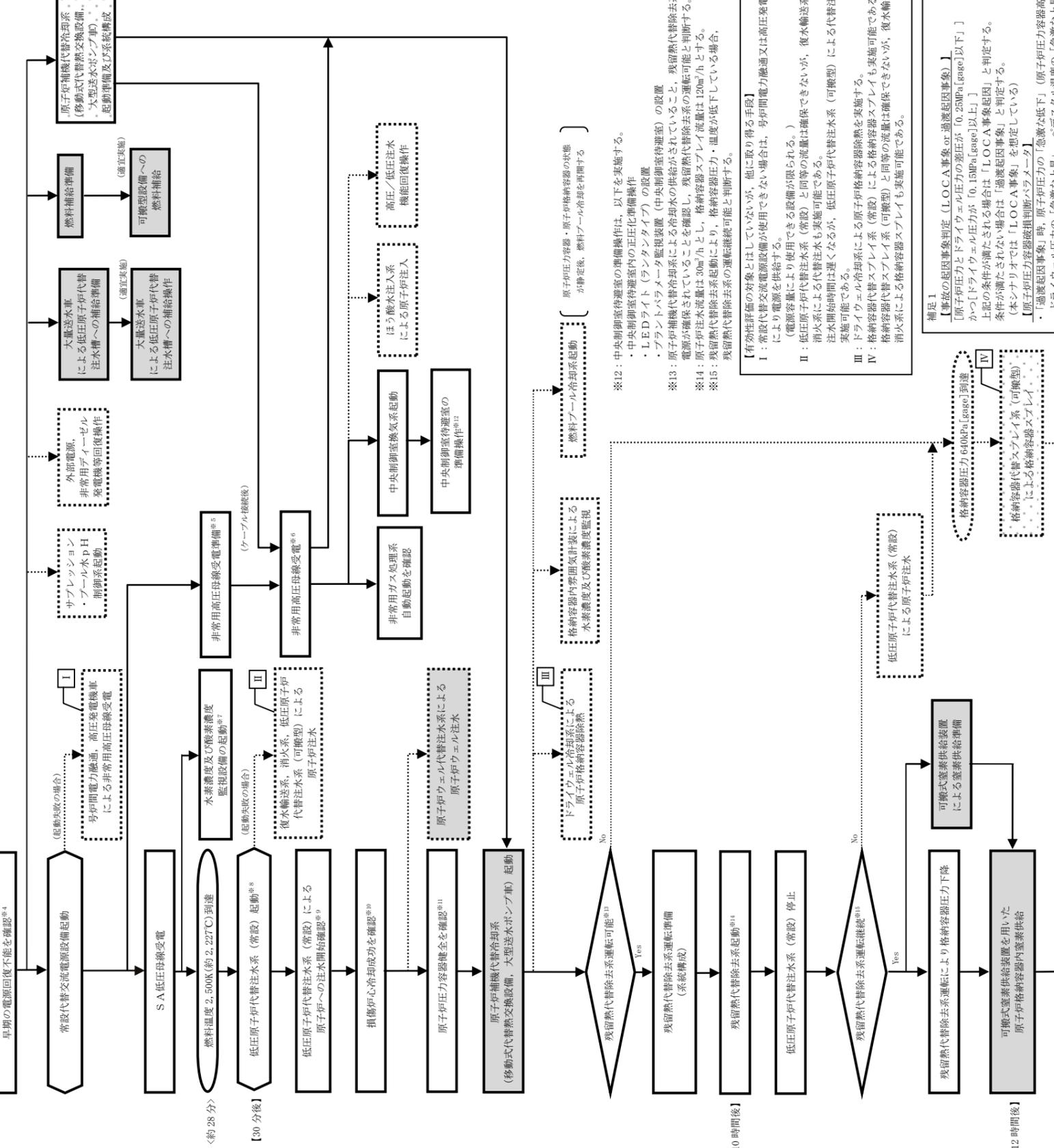
第 3.1.2.1-1(1) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
 （残留熱代替除去系を使用する場合）
 （原子炉注水）



第 3. 1. 2. 1-1(2) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
 （残留熱代替除去系を使用する場合）
 （原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給）



- ※1：格納容器圧力高 (13.7kPa) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力補償計表により確認する。
- ※2：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※3：炉心損傷は、以下により判断する。
- ※4：中央制御室から遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼルの発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、点で、炉心損傷と判断する。
- ※5：復旧時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。
- ※6：非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。
- ※7：格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) を実施する。
- ※8：再循環配管と底部ドレン配管の隔離操作を実施する。
- ※9：原子炉圧力容器底部から原子炉水位レベル0まで水位を上昇させるために必要な注水量を注水する。所定量の注水完了後は注水流量を削減し熱相当とする。
- ※10：解析上考慮していないが、推定手段により損傷炉心の冠水が維持されていることを原子炉圧力容器表面温度を用いて原子炉圧力容器内が過熱状態に至っていないことにより確認する。
- ※11：水位計測不能の場合、崩壊熱除去に必要な注水量以上を注水していること及び原子炉圧力容器下鏡温度 300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断する。
- ※12：原子炉圧力容器健全確認は、圧力容器破損判断パラメータにより判断する。(補足1)



残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続することで、損傷炉心冷却を維持し原子炉格納容器を破損させることなく安定状態を維持する。また、格納容器内酸素濃度の監視を継続するとともに、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が 427kPa[gage] 到達にて停止し、その後、格納容器酸素濃度 4.4vol% (ドライ条件) 及び 1.5vol% (ウェット条件) 到達にて、格納容器内での水素燃焼を防止する。

復旧後は、残留熱除去系による原子炉注水、原子炉格納容器除熱及び可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御を実施することで、安定停止状態を維持する。

【12時間後】

可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給

- ※12：中央制御室待避室の準備操作は、以下を実施する。
- ・中央制御室待避室内の正圧化準備操作
- ・LEDライト (ランタナタイプ) の設置
- ・プラントパラメータ監視装置 (中央制御室待避室) の設置
- ※13：原子炉補機代替冷却系による冷却水の供給がされていること、残留熱代替除去系の電源が確保されていることを確認し、残留熱代替除去系の運転可能と判断する。
- ※14：原子炉注水流量は 30m³/h とし、格納容器スプレイレイ流量は 120m³/h とする。
- ※15：残留熱代替除去系起動により、格納容器圧力・温度が低下している場合、残留熱代替除去系の運転継続可能と判断する。

- 【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得する手段】
- I：常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。
- II：電源容量により使用できる設備に限られる。(電圧容量により代替注水系も実施可能である。消火系による代替注水系 (可搬型) と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による代替注水も実施可能である。
- III：ドライウェル冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する。
- IV：格納容器代替スプレイス系 (常設) による格納容器スプレイスも実施可能である。格納容器代替スプレイス系 (可搬型) と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による格納容器スプレイスも実施可能である。

補足1

【事故の起因事象判定 (LOCA事象 or 過渡起因事象)】

【原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が [0.25MPa[gage]以下]】

かつ【ドライウェル圧力が [0.15MPa[gage]以上]】

上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象」と判定する。

(本シナリオでは「LOCA事象」を想定している)

【原子炉圧力容器破損判断パラメータ】

- ・「過渡起因事象」時、原子炉圧力の「急激な低下」(原子炉圧力容器高圧時)、ドライウェル圧力の「急激な上昇」、ベデスタル温度の「急激な上昇」、ベデスタル温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」
- ・「LOCA事象」時、ベデスタル温度の「急激な低下」、サブレンジオン・プール水温度の「急激な上昇」、ベデスタル水温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」

【原子炉圧力容器破損後パラメータ】

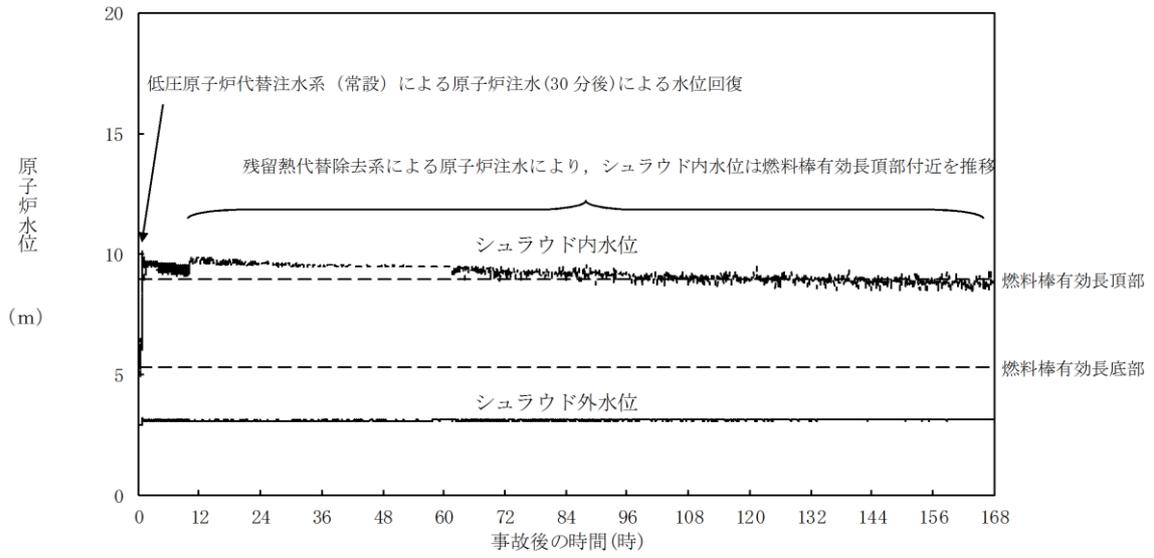
- ・「過渡起因事象」時、「LOCA事象」時、原子炉水位低下 (喪失)、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加
- ・【原子炉圧力容器破損後の再確認パラメータ】
- ・「過渡起因事象」時、「原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が [0.25MPa[gage]以下]」かつ【ベデスタル温度が「飽和温度以上」】
- ・「LOCA事象」時、「ベデスタル温度が「飽和温度」]かつ【サブレンジオン・プール水温度が「5℃以上上昇」】

第 3.1.2.1-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要 (残留熱代替除去系を使用する場合)

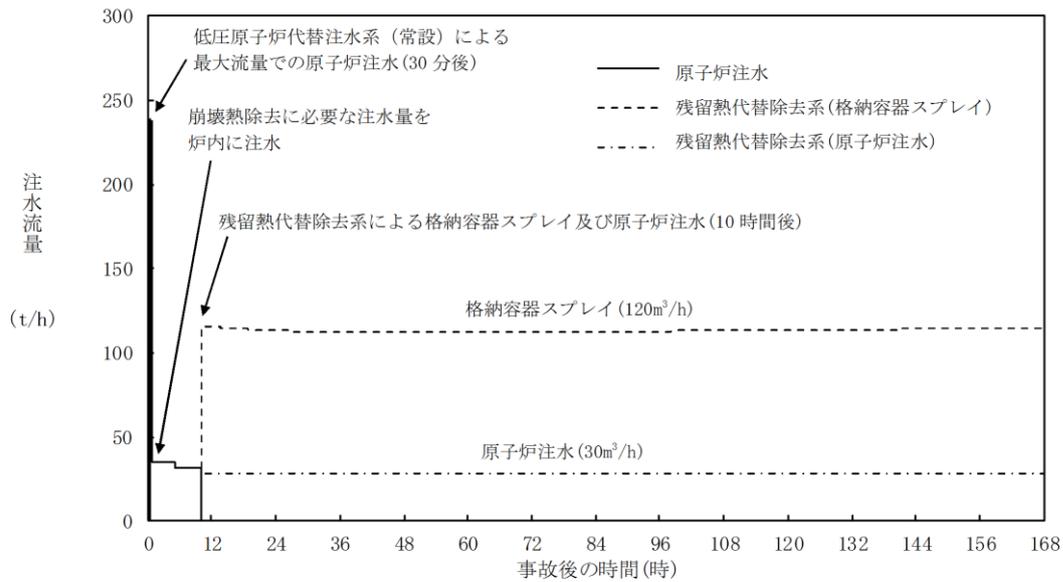
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）



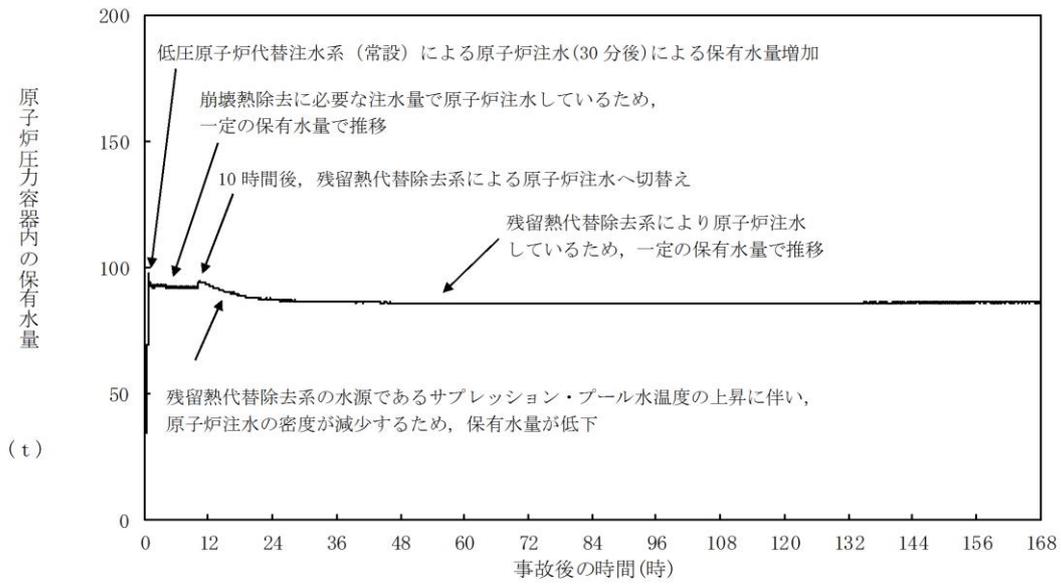
第 3.1.2.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の作業と所要時間（残留熱代替除去系を使用する場合）



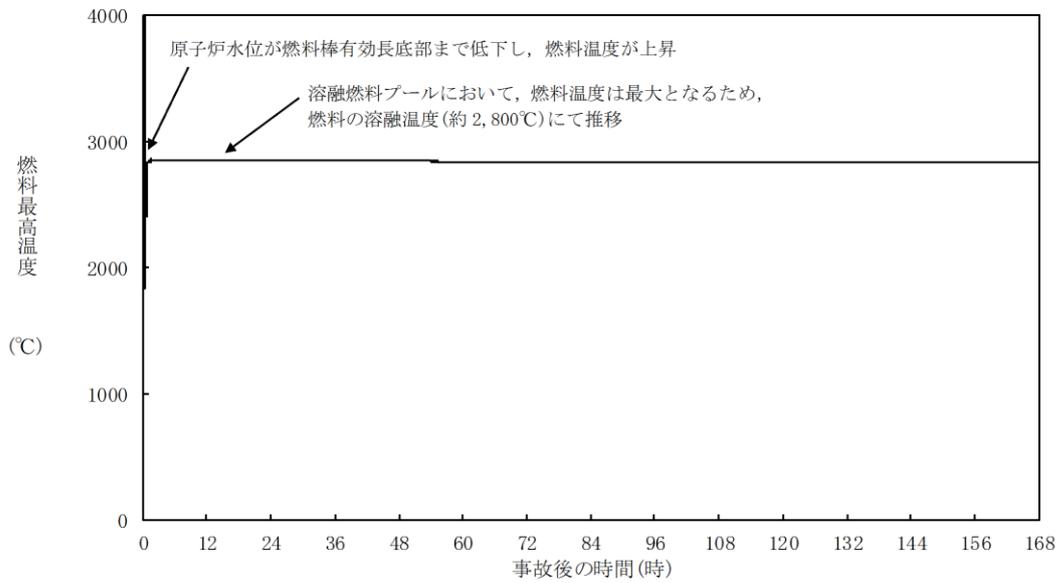
第 3. 1. 2. 2-1(1) 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



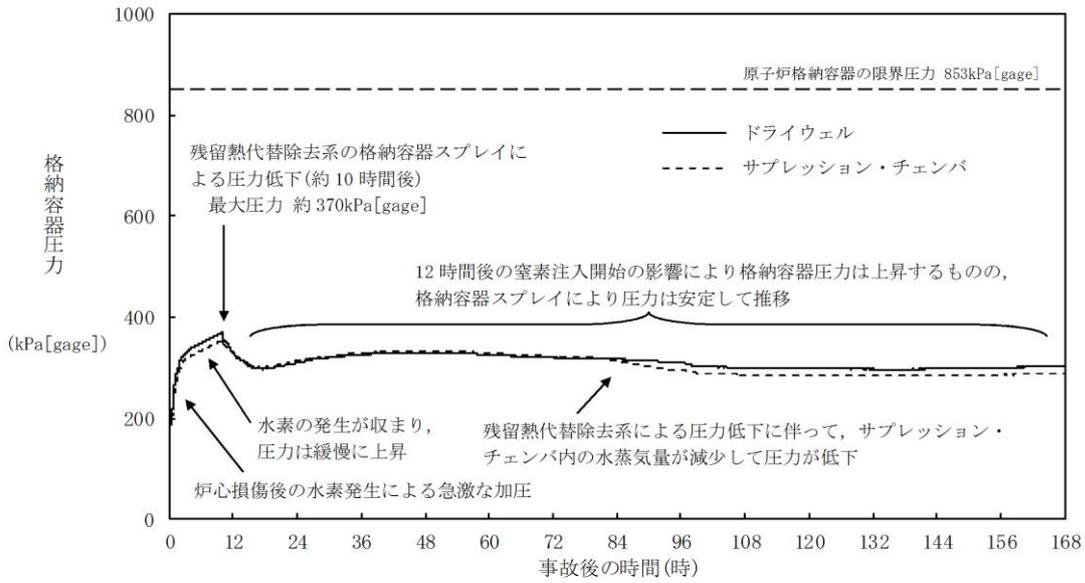
第 3. 1. 2. 2-1(2) 図 注水流量の推移



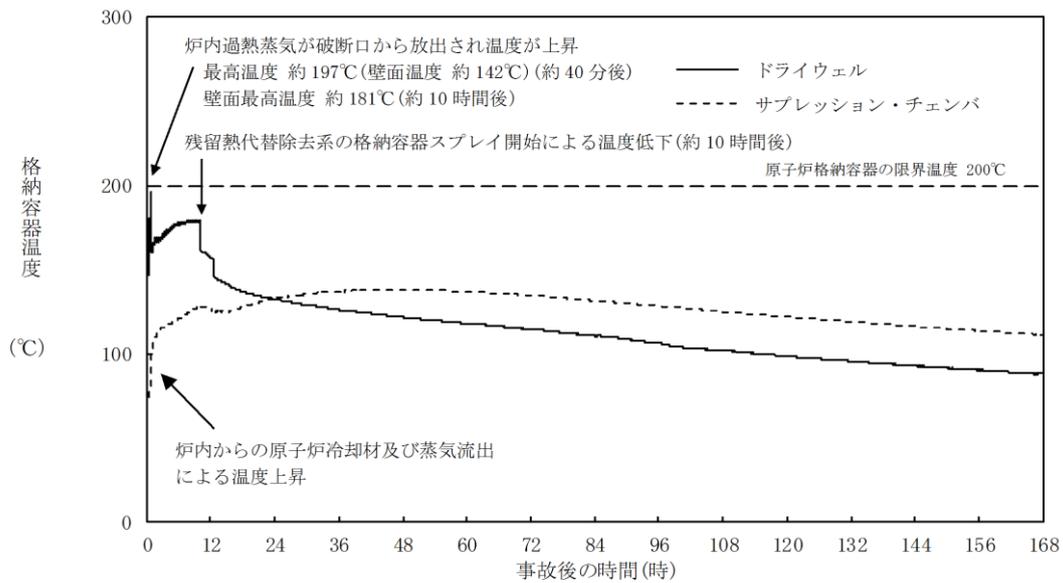
第 3. 1. 2. 2-1 (3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



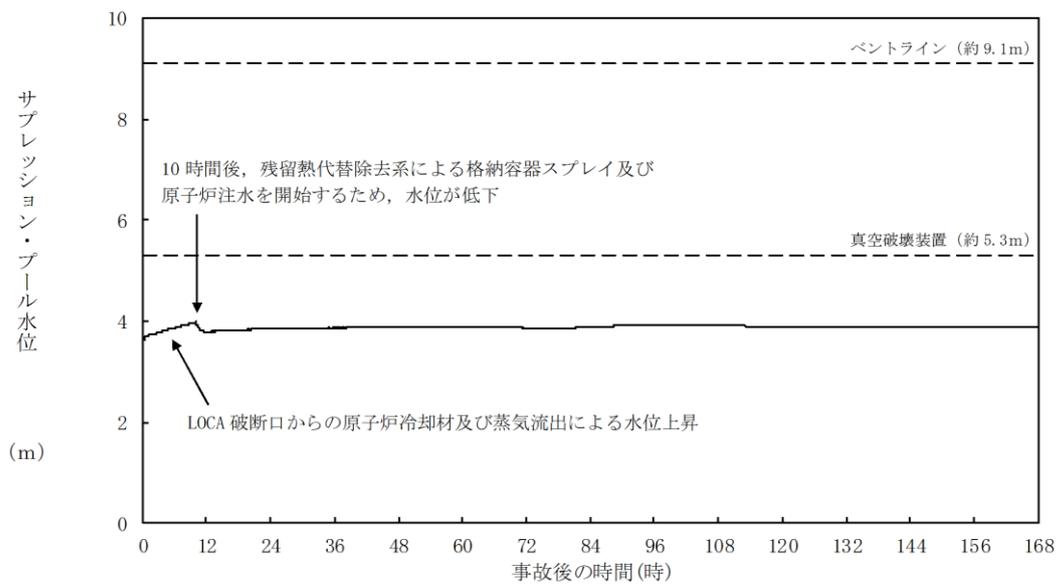
第 3. 1. 2. 2-1 (4) 図 燃料最高温度の推移



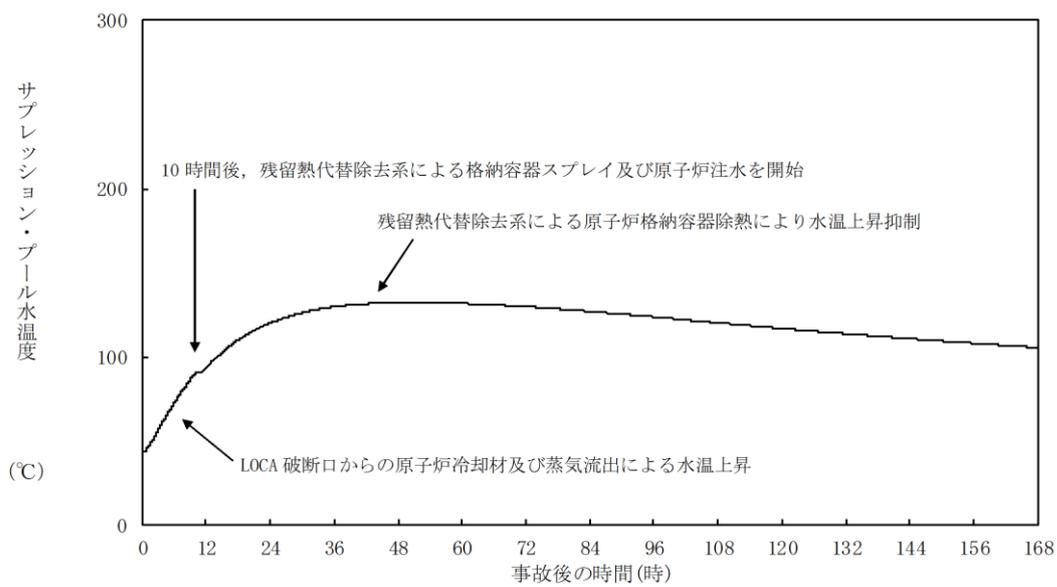
第 3. 1. 2. 2-1 (5) 図 格納容器圧力の推移



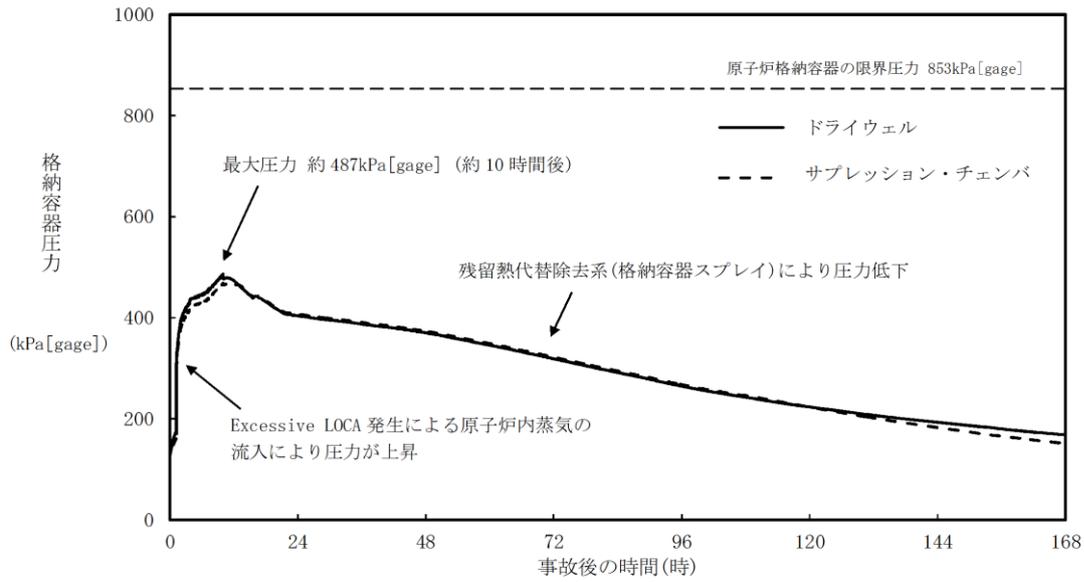
第 3. 1. 2. 2-1 (6) 図 格納容器温度の推移



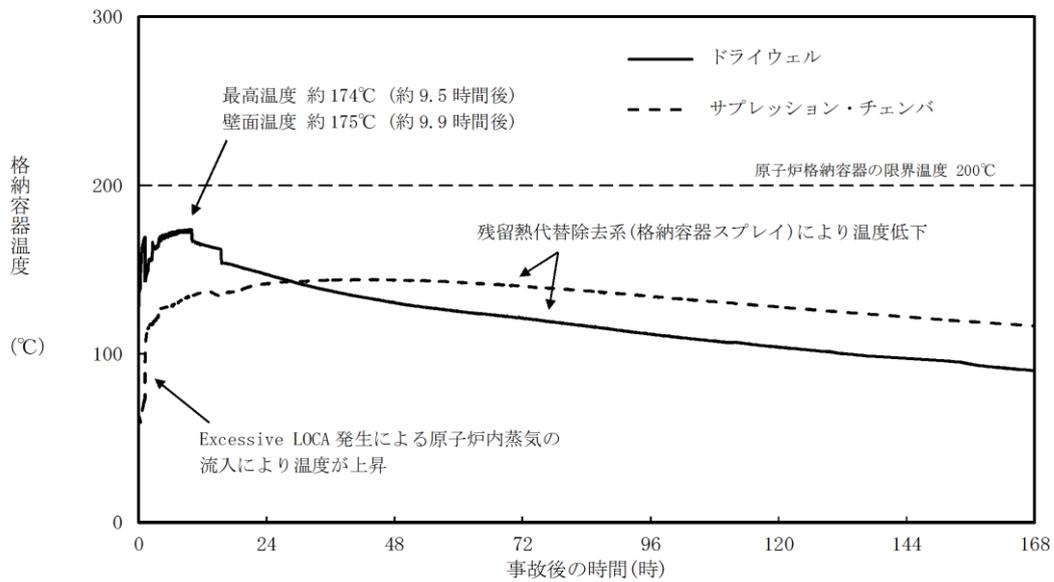
第 3. 1. 2. 2-1 (7) 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3. 1. 2. 2-1 (8) 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3. 1. 2. 3-1 (1) 図 格納容器圧力の推移
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)



第 3. 1. 2. 3-1 (2) 図 格納容器温度の推移
(Excessive LOCA の発生を考慮した場合)

第 3.1.2.1-1 表 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（1 / 3）

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
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	B-115V 系蓄電池*	平均出力領域計装*
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	B-115V 系蓄電池* S A 用 115V 系蓄電池	原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】* 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】* 【残留熱除去ポンプ出口流量】* 【低圧炉心スプレイポンプ出口流量】*
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線 (6.9kV) が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系 (常設) 及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	-	-

※：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）

第 3.1.2.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
（残留熱代替除去系を使用する場合）（2 / 3）

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
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	B-115V 系蓄電池*	—	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラワイエル) * 格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) *
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。 ドラワイエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位 L 0 まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等* 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	大量送水車 タンクローリ	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドラワイエル温度 (S A)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	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ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備	—	格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)

※：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）

第 3.1.2.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （残留熱代替除去系を使用する場合）（3／3）

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
残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱	原子炉補機代替冷却系の準備が完了し、残留熱代替除去系を起動した後、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を停止し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系原子炉注水流量及び残留熱代替除去系格納容器スプレー流量を用いて、原子炉注水弁と格納容器スプレー弁を中央制御室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレーに分配し、それぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレーを実施する。また、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※ 残留熱代替除去系サプレッション・チェンバ※	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去系格納容器スプレー流量 ドライウエル温度（S A） ドライウエル圧力（S A） サプレッション・チェンバ圧力（S A） サプレッション・プール水温度（S A） 格納容器水素濃度（S A） 格納容器酸素濃度（S A）
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	可搬式窒素供給装置 タンクローリ 格納容器酸素濃度（S A）

※：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）

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (1 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から +83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6 × 10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9 × 9 燃料 (A型)	9 × 9 燃料 (A型) , 9 × 9 燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9 × 9 燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, MOX 燃料の評価は 9 × 9 燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に 9 × 9 燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI / ANS - 5.1 - 1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10% の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器容積 (サプレッション・チェンバ)	空間部 : 4,700m ³ 液相部 : 2,800m ³	サプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル- サプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサプレッション・プール水位として設定
サプレッション・プール水温度	35℃	通常運転時のサプレッション・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定高圧注水機能として高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	最大 250m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で 150m ³ /h とし, 原子炉注水へ 30m ³ /h, 格納容器スプレイへ 120m ³ /h に流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約 7MW (サプレッション・プール水温度: 100°C, 海水温度 30°C において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬式窒素供給装置	総注入流量: 100m ³ /h [normal] ・窒素: 99.9m ³ /h [normal] ・酸素: 0.1m ³ /h [normal] ガス温度: 35°C	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99.9% を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.1.2.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (4 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	事象発生から 10 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	事象発生から 12 時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について

1. はじめに

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、事象発生約 5 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (727°C) に到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200°C に到達し、また、事象発生から約 28 分後に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生 30 分後からの低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水により、炉心は再冠水される。上記により、炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。ここでは、本事象における炉心の損傷状態、損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。

2. 評価結果

(1) 炉心の損傷状態

図 1 に事象発生 30 分後、事象発生約 100 分後（最大状態）及び終状態（事象発生 7 日後）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

(2) 損傷炉心の位置

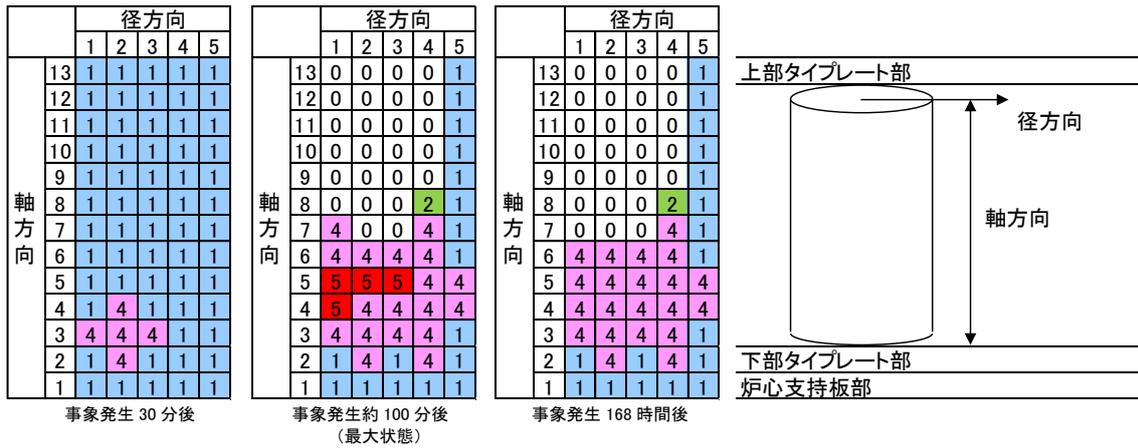
図 2 に各部（炉心位置、下部プレナム）における炉心重量の時間変化の推移を示す。図 2 に示すとおり、損傷炉心は炉心位置に保持される。

(3) シュラウドへの熱影響

終状態においても、熔融プールは炉心の外周部に至っておらず、シュラウドへの熱影響はない（シュラウドの最高温度は約 500°C であり、融点（1400°C 程度）を下回る）。

3. まとめ

有効性評価の「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスにおいて、炉心損傷に至るものの、再冠水により炉心は下部プレナム部に移行することなく、原子炉圧力容器内に保持される。



- 損傷状態のモデル
- 0 : 空洞
 - 1 : 燃料が自立した状態
 - 2 : 燃料が崩壊した状態
 - 3 : 流路が減少した状態
 - 4 : 流路が閉塞した状態
 - 5 : 溶融プール状態

図1 炉心の損傷状態

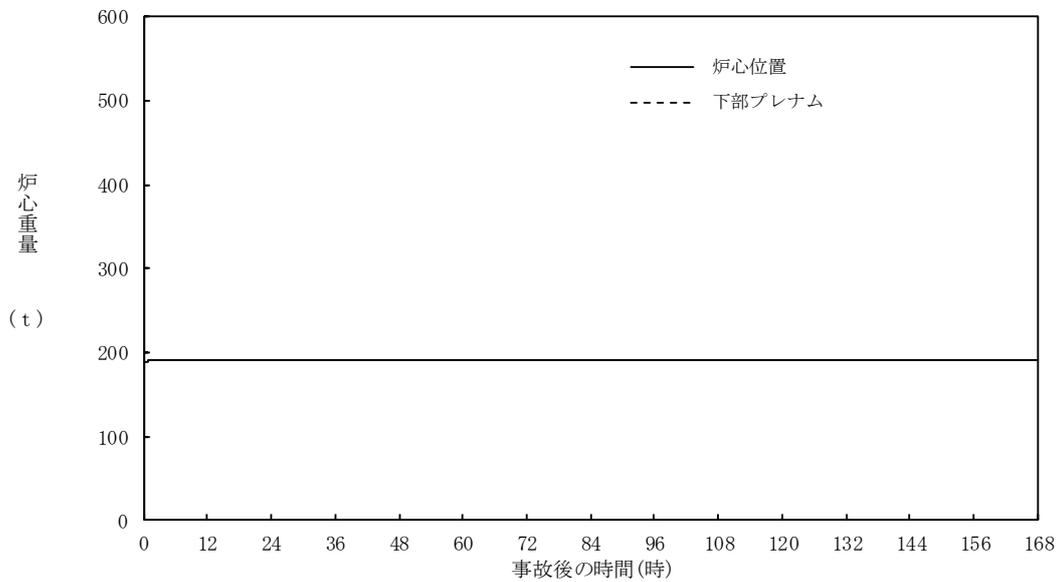


図2 各部（炉心位置，下部プレナム）における炉心重量の時間変化

安定状態について（残留熱代替除去系を使用する場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用する場合における安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持でき，また，冷却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，安定停止状態が確立されたものとする。

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（残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系）により，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】

原子炉安定停止状態の確立について

低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，事象発生から 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃を下回り，原子炉格納容器安定状態が確立される。格納容器圧力については，原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから，低下傾向とならないが，上記の除熱機能により最高使用圧力以下に維持される。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。

残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 原子炉格納容器除熱機能として残留熱代替除去系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス注入（ページ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により
発生する水素ガスの影響について

1. はじめに

BWRにおいて事故時に可燃性ガスが発生する事象として主にジルコニウム-水反応があるが、他事象によっても可燃性ガスの発生が想定される。

平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震後、福島第二原子力発電所 1, 2, 4 号炉の原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が確認されており、これは原子炉格納容器内のグレーチングに塗布しているローバル(常温亜鉛めっき)が水蒸気と反応し発生した水素ガスの影響によるものと推定されている。また、重大事故時、炉心から原子炉格納容器に放出されるよう素の環境への放出低減を目的に、原子炉格納容器内の水をアルカリ性に維持するため、水酸化ナトリウムを注入するが、これにより、炉内構造物の金属腐食(亜鉛及びアルミニウム)による水素ガスの発生も考えられる。

ここでは、島根原子力発電所 2 号炉において、上記事象により水素ガスが発生した場合の影響評価を実施する。

2. 影響評価

2.1 亜鉛の反応による水素ガスの発生について

原子炉格納容器内のグレーチングの亜鉛めっきの反応により、水素ガスが発生する可能性がある。前述のよう素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバの pH は約 11 程度となると考えられるが、金属腐食反応は pH 依存性があることから、保守的にグレーチングの亜鉛めっきがすべて反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。

a. 亜鉛量の計算条件

- ・ドライウェル グレーチング表面積 : 3,135m²
 - ・サプレッション・チェンバ グレーチング表面積: 930m²
 - ・亜鉛めっき膜厚: 80 μm
- (JIS H8641-2007 記載の溶融亜鉛めっき厚判定基準値(最大値)76 μm より設定、島根原子力発電所 2 号炉においても本 JIS に基づき亜鉛めっきを実施)
- ・亜鉛密度: 7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値)

b. 評価結果

<亜鉛量>

原子炉格納容器内のグレーチングに用いられる亜鉛量は、約 2,350 kg となる。

- ・ドライウエル部：約 1,806 kg ($=3,135\text{m}^2 \times 80\ \mu\text{m} \times 7.2\text{g}/\text{cm}^3$)
- ・サプレッション・チェンバ部：約 536 kg ($=930\text{m}^2 \times 80\ \mu\text{m} \times 7.2\text{g}/\text{cm}^3$)

<水素ガス発生量>

亜鉛は、以下の化学反応によって水素ガスを発生する可能性がある。

- ・ $\text{Zn} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{ZnO} + \text{H}_2 \uparrow$ (亜鉛-水蒸気反応)
- ・ $\text{Zn} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaHZnO}_2 + \text{H}_2 \uparrow$ (金属腐食反応)

亜鉛-水蒸気反応及び亜鉛の金属腐食反応のいずれにおいても、亜鉛 1mol より水素ガスが 1mol 発生するため、発生する水素ガス量は約 73kg ($\cong 56+17$)、水素ガス体積(標準状態)は約 803m^3 [normal] ($\cong 619+184$) となる。

・ドライウエル部:

56kg ($=1,806,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 2.016\text{g}/\text{mol}$)

619m^3 [normal] ($=1,806,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 0.0224\text{m}^3$ [normal]/mol)

・サプレッション・チェンバ部:

17kg ($=536,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 2.016\text{g}/\text{mol}$)

184m^3 [normal] ($=536,000\text{g}/65.4\text{g}/\text{mol} \times 0.0224\text{m}^3$ [normal]/mol)

2.2 アルミニウムの反応による水素ガスの発生について

原子炉格納容器内の主なアルミニウムの使用箇所は、保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。前述のような素の環境への放出低減のための水酸化ナトリウム注入によりサプレッション・チェンバの pH は約 11 程度となると考えられるが、金属腐食反応は pH 依存性があることから、保守的にアルミニウムの全量がすべて反応することを想定して、水素ガス発生総量を概略評価した。

a. アルミニウム量の計算条件

- ・保温材に含まれるアルミニウムの体積: 約 0.5843m^3
- ・アルミニウム密度: $2.7\text{g}/\text{cm}^3$
- ・DWCに含まれるアルミニウムの質量: 約 1,761kg

b. 評価結果

<アルミニウム量>

原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は、約 3,339 kg となる。

- ・保温材：約 1,578 kg ($=0.5843\text{m}^3 \times 2,700\text{kg}/\text{m}^3$)
- ・DWC：約 1,761 kg

<水素ガス発生量>

アルミニウムは、以下の化学反応によって水素ガスを発生する。

- ・ $\text{Al} + \text{NaOH} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaAlO}_2 + 3/2\text{H}_2 \uparrow$ (金属腐食反応)

アルミニウム 1mol より水素ガスが 3/2mol 発生するため、以下のとおり、発生する水素ガス量は約 374kg、水素ガス体積(標準状態)は約 4,156m³ [normal]となる。

$$374\text{kg} \quad (\cong 3,339,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol} \times 3/2)$$

$$4,156\text{m}^3[\text{normal}] \quad (\cong 3,339,000\text{g}/27\text{g/mol} \times 0.0224\text{m}^3[\text{normal}]/\text{mol} \times 3/2)$$

なお、格納容器過圧・過温破損シナリオにて発生する水素ガス量は約 198kg であり、これと比較すると、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素ガス量の合計約 450kg は 2 倍程度の値である。

2.3 亜鉛及びアルミニウムによる水素ガス発生による影響について

(1) 格納容器圧力への影響について

発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)」シーケンスにおいて、事象初期から 450kg の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し、格納容器圧力を評価した。

図 1 に示すとおり、事象発生 10 時間後に残留熱代替除去系の起動によって、格納容器圧力は降下し、限界圧力 853kPa[gage]に到達することはない。このように、事象初期における格納容器圧力の挙動は、亜鉛及びアルミニウムの化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは、格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから、アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。また、炉心損傷前も影響は同様である。

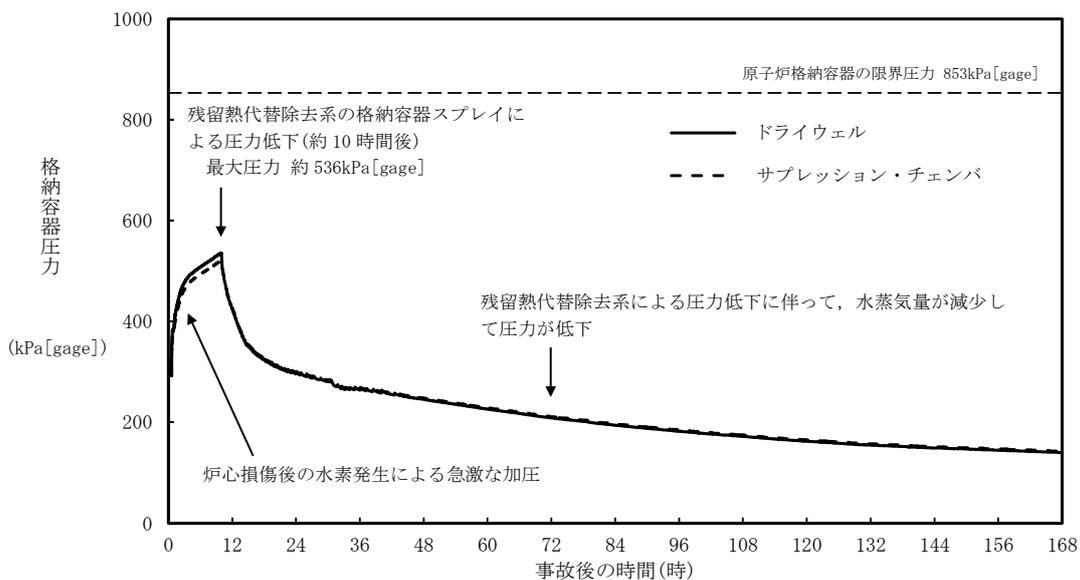


図 1 格納容器圧力の推移

(2) 水素燃焼への影響について

水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度 4 vol%以上かつ酸素濃度 5 vol%以上である。BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。

3. まとめ

原子炉格納容器内のグレーチングの垂鉛めっきに含まれる垂鉛がすべて反応することを想定すると約 73kg の水素ガス、アルミニウムがすべて反応することを想定すると約 374kg の水素ガス（合計約 450kg の水素ガス）が発生する可能性がある。しかし、BWRの事故時における格納容器圧力は、ほぼ窒素ガスと崩壊熱により発生する蒸気の影響に左右されるため、垂鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスは、格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。

また、水素燃焼の観点においても、BWRの原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生はないことから有意な影響はないと考えられる。

なお、文献^[1]においても、金属腐食反応による水素ガス発生はジルコニウム-水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く、水素ガス発生量も小さいことが述べられており、本反応による水素ガス発生が有意な影響を与えることはないと考えられる。

[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M82-039, 1982年5月

原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉建物原子炉棟の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉建物原子炉棟の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまで事象発生から70分かかると想定している。

本格納容器破損モードの重大事故対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉建物原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、残留熱代替除去系によって格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、M A A P 解析上で格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。（添付資料 3.1.2.5 参照）

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
 - ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当
- (3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する (DF=10) ※¹。
- (4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限) , 非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建物原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1) 。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

※ 1 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019 年 12 月

2. 評価結果

原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約 1.1TBq であり、基準の 100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生 30 日間、100 日間における大気中への Cs-137 の漏えい量はともに約 1.1TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

なお、事象発生 7 日以降の長期解析においては、事象発生約 66 日後^{*}に原子炉格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生 100 日まで格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を継続しているが、原子炉格納容器の除熱機能、原子炉格納容器への窒素注入機能及び原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。

※ ベースケースでは、原子炉格納容器の圧力を高く評価するために原子炉格納容器からの漏えいを考慮しておらず、100 日後の酸素濃度はドライ条件で 4.4vol%及びウェット条件で 1.5vol%に到達しないため格納容器ベントは実施していない。

表1 原子炉建物から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量

(単位：TBq)

	漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)
大破断 LOCA(残留熱代替除去系を使用する場合)	約 1.1	約 1.1	約 1.1

※ 格納容器フィルタベント系から大気中への放出量を含む(事象発生約66日後から100日まで格納容器ベント実施)

以上

原子炉格納容器漏えい率の設定について

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのCs-137漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の2種類を設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率（0.9Pd で0.5%/日）をもとに算出した等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $3.2 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、MAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、853kPa[gage]で1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウエル及びウェットウエルの総面積は約 $8.5 \times 10^{-6} \text{m}^2$ ）を設定し、

1. と同様にMAAP内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

853kPa[gage]での1.3%/日の設定は以下のAECの評価式及びGEの評価式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。

○AECの評価式^{※1}

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.28\% / \text{日}$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L0 : 設計漏えい率（圧力Pd に対して（ここでは0.9Pd）） 【0.5%/日】

Pt : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

Pd : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

Pa : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

Rt : 事故時の気体定数 ^{※2} 【523.7J/Kg・K】

Rd : 空気の気体定数 【287J/Kg・K】

Tt : 事故時の格納容器内温度 【473.15K】

Td : 設計格納容器内温度 【293.15K】

○GEの評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L=L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}=0.508\%/日$$

L : 事故時の格納容器漏えい率

L0 : 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd)) 【0.5%/日】

Pt : 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】

Pd : 設計圧力 【485.625kPa[abs]】

Pa : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"

※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016) : 窒素ガス(28.01) : 水蒸気(18.02)のガス組成 34% : 33% : 33%より計算している。AECの評価式は事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が大きい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管がすべてジルコニウム-水反応した場合の水素ガス発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。

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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）））
 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
 （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）））（1/2）

【MAAP】		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 炉心出力及び崩壊熱	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 (炉心熱水力モデル)	TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、CORAX実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びピッチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等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。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	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の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な激しい振り幅ではあるが、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を確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等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。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心ヒートアップ)	・TOUV、大破断 LOCA シーンとともに炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心ヒートアップ)	TOUXシーケンス及び中破断LOCAシーケンスに対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAPコードでは SAFER コードで考慮していないことから水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はない。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心ヒートアップ)	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	炉心水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認していることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数について）では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
原子炉压力容器	ECCS注水系・代替注水設備含む	安全系モデル (非常用炉心冷却系) 安全系モデル (代替注水設備)	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。	

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なるパラメータと与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(残留熱代替除去系を使用する場合)) (2/2)

【MAAP】		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	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できていることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数°C程度高めに、格納容器内気温度を十数°C程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験系に起因するものと考えられ、実験系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR実験解析では、格納容器温度を十数°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価しているが、BWRの格納容器内気温度を十数°C程度高めに評価しているものと考えられ、実験系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR実験解析では、格納容器温度を十数°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価しているが、BWRの格納容器内気温度を十数°C程度高めに評価しているものと考えられ、実験系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR実験解析では、格納容器温度を十数°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価しているが、BWRの格納容器内気温度を十数°C程度高めに評価しているものと考えられ、実験系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導					
原子炉格納容器(炉心損傷後)	スプレッド冷却	安全系モデル (格納容器/レイ安全系モデル(代替注水設備))	入力値に含まれる(スプレッド注入特性)スプレッドの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは低い。	「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と与える影響」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と与える影響」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と与える影響」にて確認。
	コア・レクレーション冷却		安全系モデル(非常用炉心冷却系)	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と与える影響」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と与える影響」にて確認。
原子炉格納容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TM事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシナシナにも、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、炉心溶融時刻と一致することを確認した。また、炉心溶融時刻と一致することを確認した。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、炉心溶融時刻と一致することを確認した。また、炉心溶融時刻と一致することを確認した。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、炉心溶融時刻と一致することを確認した。また、炉心溶融時刻と一致することを確認した。
	構造材との熱伝達		核分裂生成物(FP)挙動モデル	核分裂生成物(FP)挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、格納容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。また、燃料被覆管破裂後のFP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心損傷が原因と推測され、実験の大規模な炉心損傷が原因と推測され、この原因は実験における小規模な炉心損傷によるものであり、実験の大規模な炉心損傷によるものと考えられる。	核分裂生成物(FP)挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、格納容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。また、燃料被覆管破裂後のFP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心損傷が原因と推測され、実験の大規模な炉心損傷が原因と推測され、この原因は実験における小規模な炉心損傷によるものであり、実験の大規模な炉心損傷によるものと考えられる。	核分裂生成物(FP)挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、格納容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。また、燃料被覆管破裂後のFP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心損傷が原因と推測され、実験の大規模な炉心損傷が原因と推測され、この原因は実験における小規模な炉心損傷によるものであり、実験の大規模な炉心損傷によるものと考えられる。
原子炉格納容器(炉心損傷後)	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、格納容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認した。	ABCOVE実験解析により、格納容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。また、燃料被覆管破裂後のFP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心損傷が原因と推測され、実験の大規模な炉心損傷が原因と推測され、この原因は実験における小規模な炉心損傷によるものであり、実験の大規模な炉心損傷によるものと考えられる。	ABCOVE実験解析により、格納容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。また、燃料被覆管破裂後のFP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心損傷が原因と推測され、実験の大規模な炉心損傷が原因と推測され、この原因は実験における小規模な炉心損傷によるものであり、実験の大規模な炉心損傷によるものと考えられる。	ABCOVE実験解析により、格納容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できていることを確認している。また、燃料被覆管破裂後のFP放出については実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心損傷が原因と推測され、実験の大規模な炉心損傷が原因と推測され、この原因は実験における小規模な炉心損傷によるものであり、実験の大規模な炉心損傷によるものと考えられる。

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を与える影響
 (零囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(1/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件)		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		最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約6.77~6.79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83cm)	通常運転水位(気水分離器下端から約+83cm~約+85cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。したがって、事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断 LOCA 発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmである。したがって、事象進展に及ぼす影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心毎	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大輸出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX 燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(B型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は残留熱代替除去系により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きい。	

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に与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合))) (2/4)

項目	解析条件(初期条件)		事故条件		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	解析条件	最確条件			
格納容器容積(ド ライウエル)	7,900m ³	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積 を除いた値)を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器容積(サ プレッション・チ ェンバ)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ (設計値)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	サプレッション・チェンバ内体 積の設計値(内部機器及び構造 物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
真空破壊装置	3.43kPa(ドライウエル -サプレッション・チ ェンバ間差圧)	3.43kPa(ドライウエル -サプレッション・チ ェンバ間差圧)	3.43kPa(ドライウエル -サプレッション・チ ェンバ間差圧)	3.43kPa(ドライウエル -サプレッション・チ ェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に与える影響はない。
サプレッショ ン・プールの水位	3.61m(NWL)	3.61m(NWL)	約3.59m~約3.63m (実測値)	約3.59m~約3.63m (実測値)	通常運転時のサプレッショ ン・プールの水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を 与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プールの水位低下分 の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位 の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位 低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 程度であり、そ の低下割合は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。したがっ て、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となる パラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を 与え得るが、ゆらぎによるサプレッション・プールの水位低下分 の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位 の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位 低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 程度であり、そ の低下割合は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。したがっ て、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となる パラメータに与える影響は小さい。
サプレッショ ン・プールの温度	35℃	35℃	約19℃~約35℃ (実測値)	約19℃~約35℃ (実測値)	通常運転時のサプレッショ ン・プールの温度の上限値として 設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低 くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、格納容器内温度 の上昇は遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目と なるパラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低 くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、格納容器内温度 の上昇は遅くなるが、その影響は小さいことから、評価項目と なるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器圧力	5kPa[Gage]	5kPa[Gage]	約5kPa[Gage]~約 7kPa[Gage] (実測値)	約5kPa[Gage]~約 7kPa[Gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 期ピーク値に到達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間 あたり約40kPa(約10時間で約370kPa)であるのに対し て、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。し たがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操 作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与え る影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器圧力が初 期ピーク値に到達するまでの圧力上昇率(平均)は1時間 あたり約40kPa(約10時間で約370kPa)であるのに対し て、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。し たがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操 作時間に与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	57℃	約45℃~約54℃程度 (実測値)	約45℃~約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度と して設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより 飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さ いことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変 動を与え得るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽 和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいこ とから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	35℃	31℃以下 (実測値)	31℃以下 (実測値)	屋外貯水槽の水源温度として 実測値及び夏季の外気温度を 踏まえて設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より も低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度上昇が遅 くなるが、本評価事故シナリオでは、格納容器圧力及び温 度を起点に操作開始する運転員等操作時間は少ないこと から、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より も低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可 能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上 昇に与える影響は小さい。また、格納容器の熱容量が大きくな り、格納容器圧力・温度上昇が遅くなるが、その影響は小さく、 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の容量	7,740m ³	7,740m ³	7,740m ³ 以上 (合計貯水量)	7,740m ³ 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪 谷貯水槽の水量を参考に、最確 条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕 が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等 操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕 が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等 操作時間に与える影響はない。
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合 計容量を参考に、最確条件を包 絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が 大きくなるため、燃料が枯渇することはない。運転員等操 作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が 大きくなるため、燃料が枯渇することはない。運転員等操 作時間に与える影響はない。

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
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合))) (3/4)

項目	解析条件(初期条件, 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 再循環配管(出口ノズル)の破断	-	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウングダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管(出口ノズル)の両端破断を設定	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、原子炉格納容器圧力は853kPa [gage]を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料3.1.2.7)	Excessive LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、原子炉格納容器圧力は853kPa [gage]を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料3.1.2.7)
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	-	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び低圧注水系の機能喪失を設定	-	-
外部電源	外部電源なし	-	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、フラント損傷状態であるLOCAに全交流電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の挙動は低く推移することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であり、運転員等操作時間に与える影響はないことから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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を与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)))(4/4)

項目	解析条件(初期条件, 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			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
低圧原子炉代替注水系(常設)	最大250m ³ /hで注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	最大250m ³ /hで注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系(常設)の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
残留熱代替除去系	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉へ30m ³ /h、格納容器スプレイトへ120m ³ /hにて流量を分配	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉へ30m ³ /h、格納容器スプレイトへ120m ³ /hにて流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性(設計値)の保守性)、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順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。	実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量:約7MW(サブプレッション・プール水温度:100℃、海水温度30℃において)	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量:約7MW(サブプレッション・プール水温度:100℃、海水温度30℃において)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
可搬式薬素供給装置	総注入流量:100m ³ /h ・薬素:99.9m ³ /h ・酸素:0.1m ³ /h ガス温度:35℃	総注入流量:100m ³ /h ・薬素:99.9m ³ /h ・酸素:0.1m ³ /h ガス温度:0~60℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 薬素注入流量は純度99.9%を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定	機器条件の可搬式薬素供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、薬素温度は格納容器温度よりも低いことから、薬素注入によって格納容器温度が上昇することはない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。35℃未満の場合は、注入される薬素の密度が大きくなり薬素注入開始後の格納容器圧力の上昇が遅くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	機器条件の可搬式薬素供給装置は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得る。35℃より高い場合は、格納容器温度が上昇する可能性があるが、薬素温度は格納容器温度よりも低いことから、薬素注入によって格納容器温度が上昇することはない。評価項目となるパラメータに与える影響はない。35℃未満の場合は、注入される薬素の密度が大きくなり薬素注入開始後の格納容器圧力の上昇が遅くなるが、操作手順に変わりはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表3 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

（残留熱代替除去系を使用する場合）（1/4）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）起動、系統構成	事象発生 30 分後	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、常設代替交流電源設備を起動し、原子炉注水手段が確保されていないことを確認した場合には低圧原子炉代替注水系（常設）による注水準備をする手順としている。この全交流動力電源喪失等の認知に係る時間として 10 分間を想定している。そのため、認知遅れ等により操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による注水のために、中央制御室および現場にて常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を行う運転員が配置されている。現場にて注水弁の電源切替操作を行う運転員はそれぞれ操作を行っている期間、他の操作を担っていない。このため、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水準備として、中央制御室にて常設代替交流電源設備の起動、受電、漏えい箇所隔離操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成をしたのち、注水弁の開操作をすることにより原子炉への注水を行う。この間、現場にて注水弁の電源切替を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室における常設代替交流電源設備の起動、受電に 10 分程度、漏えい箇所隔離操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を 10 分程度と想定。 現場にて行う注水弁の電源切替操作を 20 分程度と想定。 <p>現場にて行う電源切替操作は、常設代替交流電源設備の起動、受電後行う操作であるが、中央制御室での漏えい箇所隔離操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成と並行して行える操作であり、また、操作時間が短いことから本操作により中央制御室での操作所要時間が影響を受けることはない。</p> <p>よって、認知時間及び操作所要時間を考慮して、事象発生から 30 分後に原子炉注水を開始することとしている。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>上述のとおり、原子炉注水までに行う操作は並列操作となるが、それを加味して操作所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>運転員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため 2 人 1 組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析上での想定時間を設定していることから、運転員等操作開始時間に与える影響は少ない。</p>	<p>実態の操作開始時間に定時間を設定している。美態の操作開始時間も早くなくなった場合には、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、シミュレーション水反応量により発生熱量が増加するため、格納容器圧力及び温度は上昇に大きき差異はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>事象発生から 60 分後（操作開始時間の 30 分程度の遅れ）まで常設代替交流電源設備からの受電操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、評価項目を満足する結果となる。時間余裕がある。（添付資料 3.1.3.7）</p>	<p>解析上は作業成立性を踏まえ事象発生から 30 分後としており、このうち、注水弁の電源切替操作は、所要時間 20 分程度のところ、訓練実績では約 8 分である。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

表3 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（蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

(残留熱代替除去系を使用する場合) (2/4)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
低圧原子炉代 替注水槽への 水補給	事象発生2時間 30分後	低圧原子炉代替注水槽 への水補給は解析条件 ではないが、解析で想定 している操作の成立や 継続に必要な作業 作業成立性を踏まえ設 定	評価上は作業成立性を踏ま え事象発生から2時間30分 後から開始としているが、低 圧原子炉代替注水槽の水源 枯渇までに実施すれば良い 作業であり、低圧原子炉代替 注水槽の保有水のみで事象 発生から約21時間後まで注 水可能であることから十分 な時間余裕がある。	—	—	—	評価上は作業成立性を踏ま え事象発生から2時間30分 後としており、このうち、輪 谷貯水槽から低圧原子炉代 替注水槽への補給の系統構 成は、所要時間2時間10分 想定のところ、訓練実績では 約1時間41分である。想定 で意図している作業が実施 可能なことを確認した。
	事象発生2時間 50分後	送水車等への燃料補給 は解析条件ではないが、 解析で想定している操 作の成立や継続に必要 な作業 作業成立性を踏まえ設 定	評価上は作業成立性を踏ま え事象発生から2時間50分 後から開始としているが、低 圧原子炉代替注水槽の水源 枯渇までに実施すれば良い 作業であり、低圧原子炉代替 注水槽の保有水のみで事象 発生から約21時間後まで注 水可能であることから十分 な時間余裕がある。	—	—	—	評価上は作業成立性を踏ま え事象発生から約2時間50 分後としており、このうち、 大量送水車への給油作業は、 所要時間2時間30分想定 のところ訓練実績では約2時 間12分である。想定で意図 している作業が実施可能な ことを確認した。
操作条件							

表3 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

(残留熱代替除去系を使用する場合) (3/4)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉補機代替冷却系操作	<p>【認識】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系の準備を開始する手順としているため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系による格納容器除熱のために、中央制御室での操作及び現場にて弁操作を行う運転員と、大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水補給、移動式代替熱交換設備による冷却水供給のホース敷設、接続等を行う緊急時対策要員（現場）が配置されている。ホース敷設、接続等は現場にて緊急時対策要員（現場）が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系による格納容器除熱開始では、常設代替交流電源設備による電源確保、原子炉補機代替冷却系連転のための大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水補給、移動式代替熱交換設備による冷却水供給を行うことにより、電源及び冷却水を確保したうえで残留熱代替除去系の起動操作を行う。</p> <p>[常設代替交流電源設備による電源確保] 中央制御室及び現場にて運転員が行う操作であり、常設代替交流電源設備の起動、受電操作に10分、非常用高圧母線への受電操作に1時間10分（準備1時間、操作10分）の合計1時間20分で実施すると設定した。</p> <p>[原子炉補機代替冷却系準備操作] 原子炉補機代替冷却系を通じて崩壊熱の除去、補機冷却のための冷却水を供給するためのの操作である。移動式代替熱交換設備の冷却水として大型送水ポンプ車にて海水を供給するためのホース敷設、接続、崩壊熱の除去、補機冷却のための冷却水供給のためのホース敷設、接続等を現場にて緊急時対策要員（現場）が行うものであり、本操作は7時間20分（移動含む）で実施すると設定し、冷却ポンプのためのケーブル接続、受電に1時間40分（移動含む）を設定した。また、現場（原子炉建物内）にて運転員が弁操作を1時間40分（移動含む）にて行うことを設定した。緊急時対策要員（現場）によるホース敷設、ケーブル接続、運転員による系統構成は並列操作であるが、独立して行える操作であることから並列操作を行うことにより操作時間が長くなることはないため、事象発生から9時間50分で移動式代替熱交換設備による冷却水供給の準備を行うと設定した。</p> <p>常設代替交流電源設備による電源確保、原子炉補機代替冷却系準備操作は独立して行える操作であることから並列操作を行うことにより操作時間が長くなることはないため、事象発生9時間50分後から中央制御室にて運転員が10分程度の操作時間で残留熱代替除去系を起動し、10時間後から残留熱代替除去系により格納容器除熱を開始するものとして設定した。</p> <p>【他の並列操作】 上述のとおり、残留熱代替除去系の起動操作までに行う操作は並列操作となるが、それを加味して操作所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 緊急時対策要員（現場）、運転員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>解析上の操作開始時間とから10時間後を想定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上と同程度であり、操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作は、原子炉補機代替冷却系連転の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があるが、残留熱代替除去系の連転開始時間も早まることとなる。運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉補機代替冷却系連転開始までの時間は、事象発生から10時間、準備時間が確保できるため、なお、本操作が大幅に遅れるような事態にならない場合でも、原子炉補機代替冷却系連転の限界圧力（常設）による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した場合には格納容器圧力（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイは、サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達時点まで格納容器スプレイを停止し、格納容器ライタベント系による格納容器除熱を実施する。サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達時点では、所要時間30分想定のところ約12分である。想定で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。</p>			

表3 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(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合)(4/4)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	事後	原子炉補機代替冷却系及び可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮して設定	<p>【認知】 原子炉補機代替冷却系の準備が完了後準備を開始する手順として、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給のために、現場にて可搬式窒素供給装置の準備、起動を行う緊急時対策要員(現場)が配置されている。現場にて緊急時対策要員(現場)が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 現場での緊急時対策要員(現場)によるホース敷設等の格納容器内窒素供給準備操作は移動時間を含め2時間で行うことにより、事後発生から12時間で窒素供給準備を完了することを想定している。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作】 現場にて緊急時対策要員(現場)が可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給のための準備操作を行ったのち、現場にて緊急時対策要員(現場)が弁操作を行うことにより窒素供給は開始される。当該操作を行う緊急時対策要員(現場)に窒素供給開始時に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 緊急時対策要員(現場)の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>運転員等操作時間に与える影響は、解析上の操作開始時間として想定している。運転員等操作の操作開始時間は、解析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性がある。残留熱代替除去系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給開始までの時間は、事後発生から12時間あり、準備時間が確保でき、かつ、本操作には時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になつた場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素ベント基準に到達した場合には格納容器ベントにより水素ガスの排出及び酸素ガスの排出手間を行うこととなる。</p>	<p>評価上は作業成立性を踏まえ、この後とされており、このうち、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給準備は、所要時間2時間想定のとおり、訓練実績では約1時間42分で実施可能なことを確認している。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について

地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excessive LOCA」という。）が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

Excessive LOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。

炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。

- ・注水系配管破断の有無（注水可否）

非常用炉心冷却系や低圧原子炉代替注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。

- ・TAF下配管破断の有無

TAFより下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。

上記をふまえ、事故の想定にあたり破断配管の選定を表1のとおり整理した。

表1 配管破断の選定

		T A F 下配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、Excessive LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を含む)失敗+デブリ冷却失敗」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり、原子炉注水による炉心冷却もできず、かつ、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため、事象進展は極端に早くなる。

表1より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及びT A F 下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、「冷却材喪失(大破断 LOCA) + E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excessive LOCA + E C C S 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失 + 炉心損傷後の原子炉注水(重大事故等対策を含む)失敗 + デブリ冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<破断想定箇所>

注水配管 (T A F 上配管)	主蒸気配管 給水配管 高圧炉心スプレイ系配管 低圧炉心スプレイ系配管 低圧注水系配管
T A F 下配管	再循環配管 底部ドレン配管 計装配管

なお、本評価にて扱う Excessive LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備

(格納容器代替スプレイ系(常設)等)は使用できるとの前提としている。

一方で、大規模損壊事象として整理した「格納容器・圧力容器損傷」及び「原子炉建物損傷」は、建物・構築物の損壊により Excessive LOCA が発生することを考慮しており、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建物全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。

1. 解析結果について

Excessive LOCA 発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 18 秒後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) に到達し、炉心損傷が開始する。また、事象発生から約 21 分後に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から 30 分後、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から原子炉格納容器へ漏えいするため、原子炉水位は回復することなく、約 1.2 時間後には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。原子炉圧力容器の破損後は、原子炉注水を停止してペDESTAL への注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための格納容器代替スプレイを実施する。事象発生から 10 時間後には残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。格納容器圧力、格納容器温度並びに熔融炉心・コンクリート相互作用によるペDESTAL 床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図 1 から図 3 に示す。

原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力 853kPa [gage] を超えることはない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)の最高値は約 175°C となり、限界温度 200°C を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約 1.2 時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、ペDESTAL の初期水張りは実施できず、熔融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

ペDESTAL に落下した熔融炉心は、ペDESTAL の初期水張りは実施していないが、熔融炉心落下後のペDESTAL への注水により熔融炉心は冷却され、ペDESTAL 壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。

したがって、Excessive LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性は確保できる。

2. 水素燃焼に関する考察

大破断 LOCA と Excessive LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。Excessive LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられ

る。

水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%を大きく上回るため、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。

以上から、Excessive LOCAの場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。

3. まとめ

感度解析結果から、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、Excessive LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCAとExcessive LOCAで有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。

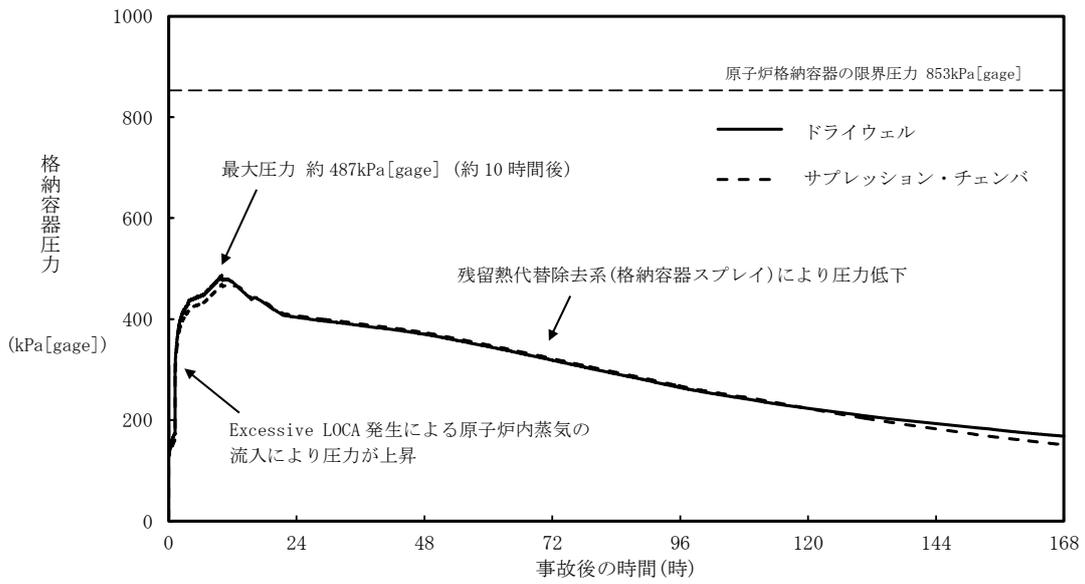


図1 格納容器圧力の推移

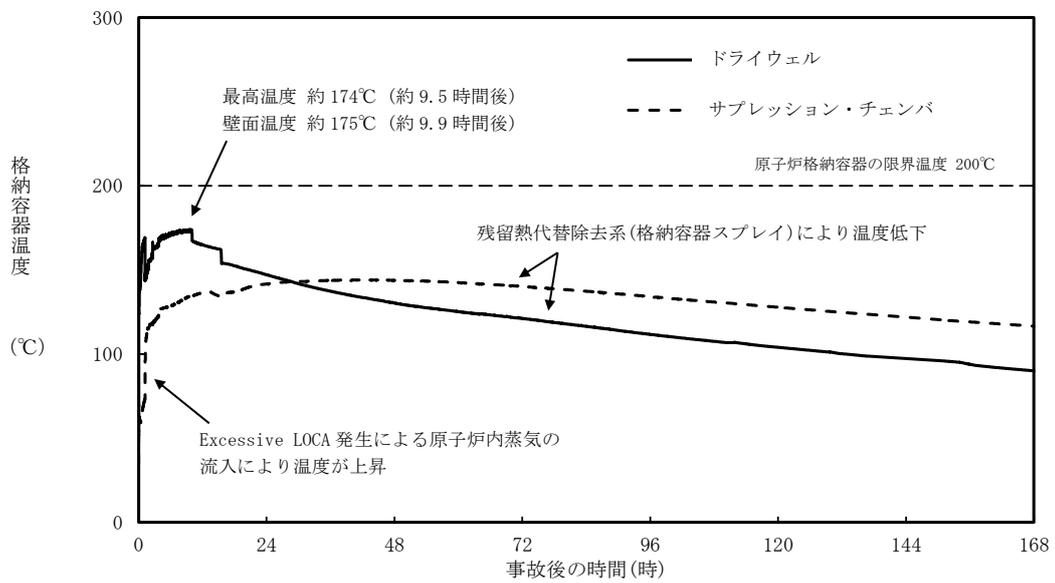


図2 格納容器温度の推移

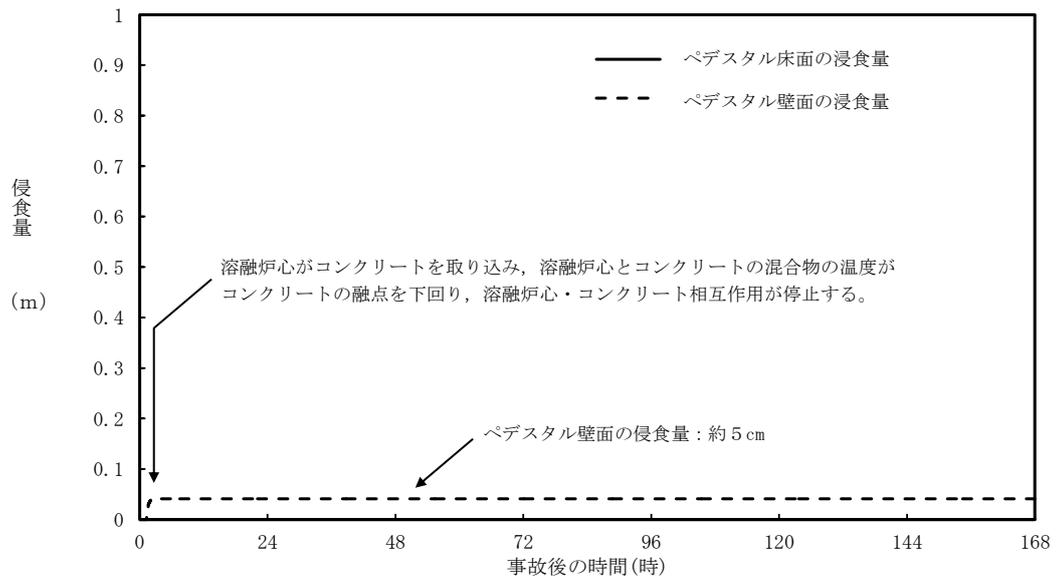


図3 ペDESTAL床面及び壁面の侵食量の推移

7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用する場合）

○水源

低圧原子炉代替注水槽：約 740m³

輪谷貯水槽（西1／西2）※：約 7,000 m³（約 3,500m³ × 2）

※設置許可基準規則 56 条【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

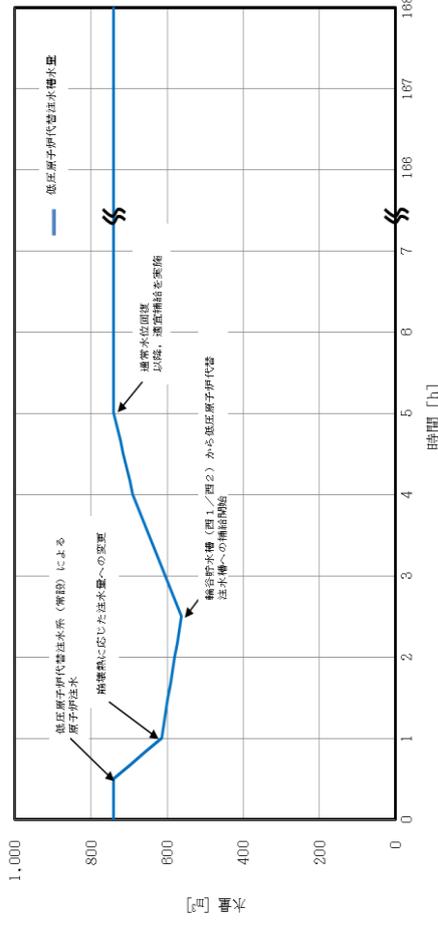
①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後，最大流量（250m³/h）で注水する。

冠水後は，崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西1／西2）から低圧原子炉代替注水槽への移送

事象発生2時間30分後から大量送水車を用いて120m³/hで低圧原子炉代替注水槽へ移送する。



○時間評価（右上図）

事象発生後2時間30分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため，低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生2時間30分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生後約10時間後から，残留熱代替除去系の運転を開始し，以降は原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱により安定して冷却することが可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また，7日間の対応を考慮すると，約500m³必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約740m³及び輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³の水を保有することから，必要水量は確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。

7日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合)

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

時系列	合計	判定
大量送水車 1台起動 $0.0677\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 11.3736\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 73m^3	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約 730m^3 であり、7日間対応可能
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
可搬式窒素供給装置 1台起動 $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$		
ガスタービン発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 352m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

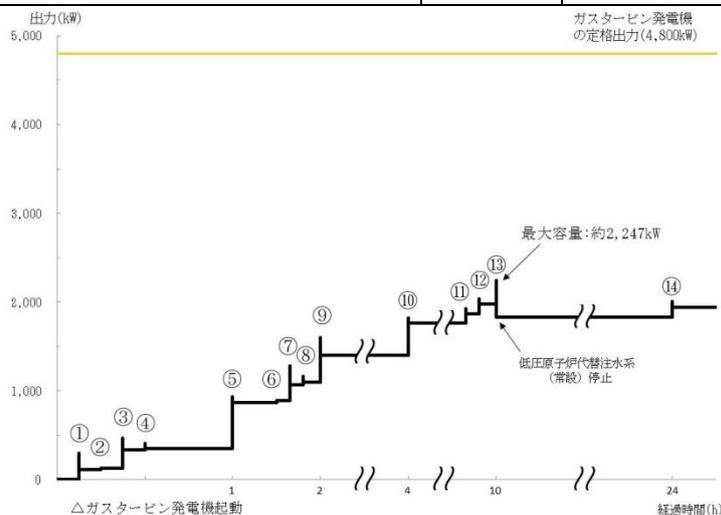
常設代替交流電源設備の負荷
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用する場合)

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機

定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系, モニタリング・ポスト他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 518	約 938	約 872
⑥	格納容器水素濃度 (SA), 格納容器酸素濃度 (SA) 監視設備	約 20	約 892	約 892
⑦	B-中央制御室送風機	約 180	約 1,287	約 1,072
⑧	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 1,164	約 1,102
⑨	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,604	約 1,402
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 359	約 1,823	約 1,761
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,931	約 1,871
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 2,041	約 1,981
⑬	残留熱代替除去ポンプ	約 75	約 2,247	約 1,831
⑭	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 2,006	約 1,941



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

3.1.3.1 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、残留熱代替除去系以外の設備による格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第 3.1.3.1-1(1)図から第 3.1.3.1-1(3)図に、対応手順の概要を第 3.1.3.1-2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 3.1.3.1-1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.1.3.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

(1) 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認

原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認については、「3.1.2.1 (1) 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系等機能喪失確認」と同じ。

(2) 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備については、「3.1.2.1 (2) 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備」と同じ。

(3) 炉心損傷確認

炉心損傷確認については、「3.1.2.1 (3) 炉心損傷確認」と同じ。

(4) 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水については、「3.1.2.1 (4) 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じ。

(5) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動については、「3.1.2.1 (5) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動」と同じ。

(6) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却

原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため、格納容器圧力及び温度が徐々に上昇する。原子炉格納容器の雰囲気を冷

却するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。ドライウエル温度（S A）を用いて格納容器温度が約 190℃超過を確認した場合又はドライウエル圧力（S A）等を用いて格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達を確認した場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器冷却を実施する。また、格納容器圧力 640kPa[gage]到達によって開始した場合、格納容器圧力が 588kPa[gage]以下となった時点で停止する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドライウエル圧力（S A）、格納容器代替スプレイ流量等である。

格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・プール水位が上昇するため、サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイの停止を確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水位（S A）である。

(7) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱の準備として、第 2 弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。また、F C V S 排気ラインドレン排出弁を現場操作により閉する。

サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した場合、第 1 弁を中央制御室からの遠隔操作によって開操作することで、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、ドライウエル圧力（S A）等である。

サブプレッション・チェンバ側からの格納容器フィルタベント系のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・プール水位（S A）である。

以降、損傷炉心の冷却は、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器フィルタベント系により継続的に行う。

3.1.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価する観点から、プラント損傷状態を L O C A に全交流動力電源喪失事象を加えた状態とし、中小破断 L O C A に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び温度上昇の観点で厳しい大破断 L O C A を起因とする、「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流、原子炉圧力容器における E C C S 注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内 F P 挙動、原子炉格納容器における格納

容器各領域間の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導，気液界面の熱伝達，スプレイ冷却，格納容器ベント並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内F P挙動が重要事象となる。

よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉水位，燃料最高温度，格納容器圧力，格納容器温度等の過渡応答を求める。

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に対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.1.3.2-1表に示す。また，主要な解析条件について，本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所は，原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価し，かつ，原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点で厳しい設定として，再循環配管（出口ノズル）とする。

（添付資料 1.5.2）

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し，全交流動力電源が喪失するものとする。さらに非常用炉心冷却系が機能喪失するものとする。なお，残留熱代替除去系は使用しないものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって，外部電源が喪失するとともに，非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。

(d) 水素ガスの発生

水素ガスの発生については，ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお，解析コードMAAPの解析結果では水の放射線分解等による水素ガス発生は考慮していないため，「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは，事象の発生と同時に発生するものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は，事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは，事象発生と同時に停止するものとする。

- (d) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
最大 250m³/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。
- (e) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、120 m³/h にて原子炉格納容器内にスプレイする。
- (f) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱
格納容器フィルタベント系により、格納容器圧力 427kPa[gage]における最大排出流量 9.8 kg/s に対して、第 1 弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて原子炉格納容器除熱を実施する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- (a) 交流電源は、常設代替交流電源設備によって供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生 30 分後から開始する。原子炉への注水量は、注水開始後 30 分までは最大流量とし、その後は炉心を冠水維持するように注水する。
- (b) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、格納容器圧力が最高使用圧力 427kPa[gage]の 1.5 倍である 640kPa[gage]に到達した場合に開始し、640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）する。なお、サブプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した以降は格納容器スプレイを停止する。
- (c) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達から 10 分後に実施する。

(3) 有効性評価（Cs-137 の放出量の評価）の条件

a. 事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1 / 4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。

b. 格納容器フィルタベント系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{*1}され、サブプレッション・チェンバ又はドライウエルのベントラインを通じて格納容器フィルタベント系に至るものとする。

格納容器フィルタベント系に到達した核分裂生成物は、格納容器フィルタベント系内のフィルタによって除去された後、格納容器フィルタベント系排気管から放出される。

※ 1 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シナリオにおいては解析コードMAAPの評価結果の方がNUREG-1465より大きく算出する。

- c. 格納容器フィルタベント系を用いた場合のCs-137放出量は、以下の式で計算される。

$$C_{s-137} \text{の放出量 (Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1 / DF)$$

$$f_{Cs} = f_{CsOH} + (M_I / M_{Cs}) \times (W_{Cs} / W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH})$$

- f_{Cs} : 原子炉格納容器からのセシウム放出割合
 f_{CsI} : 原子炉格納容器からのCsIの放出割合 (MAAPコードでの評価値)
 f_{CsOH} : 原子炉格納容器からのCsOHの放出割合 (MAAPコードでの評価値)
 M_I : よう素の初期重量 (kg)
 M_{Cs} : セシウムの初期重量 (kg)
 W_I : よう素の分子量 (kg/kmol)
 W_{Cs} : セシウムの分子量 (kg/kmol)
 Bq_{Cs-137} : Cs-137の炉内内蔵量 (Bq)
 DF : 格納容器フィルタベント系の除染係数

- d. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレーやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。

- e. 格納容器フィルタベント系を介して大気中へ放出されるCs-137の放出量評価条件は以下のとおりとする。

- (a) 格納容器内から原子炉建物への漏えいはないものとする。
- (b) 格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数は1,000とする。

- f. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについても考慮する。
 漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

- (a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果 (DF=10) を考慮する。
- (b) 原子炉建物から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積るため、非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟内の負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建物内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率1回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系ガス処理装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。
 非常用ガス処理系は、事象発生後60分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後10分間で設計負圧が達成されることを想定する。
- (c) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位），注水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3.2-1(1) 図から第 3.1.3.2-1(3) 図に，燃料最高温度の推移を第 3.1.3.2-1(4) 図に，格納容器圧力，格納容器温度，サプレッション・プール水位及びサプレッション・プール水温度の推移を第 3.1.3.2-1(5) 図から第 3.1.3.2-1(8) 図に示す。

a. 事象進展

大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急速に低下する。

水位低下により炉心は露出し，事象発生から約 5 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K（約 727℃）に到達し，炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 10 分後に 1,200℃に到達し，また，事象発生から約 28 分後に燃料温度は約 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 30 分後，常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって，原子炉圧力容器破損に至ることなく，原子炉水位は回復し，炉心は再冠水する。

原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため，格納容器スプレイを間欠的に実施することによって，格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

事象発生から約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。

格納容器スプレイを停止後，格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施し，格納容器圧力及び温度を低下させる。

格納容器圧力及び温度は，格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱実施後，徐々に低下する。

なお，格納容器除熱時のサプレッション・プール水位は，約 4.9m であり，真空破壊装置（約 5.3m）及びベントライン（約 9.1m）に対して，低く推移するため，真空破壊装置の健全性は維持される。

(添付資料3.1.2.1)

b. 評価項目等

格納容器圧力は，第 3.1.3.2-1(5) 図に示すとおり，原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及びサプレッション・プール水位が通常運転水位＋約 1.3m に到達し格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を停止した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行うことによって，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 659kPa[gage]となり，原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]を超えない。なお，原子炉格納容器圧力が最大となる事象発生約 32 時間後において，水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスは，原子炉格納容器の非凝縮性ガスに占める割合の 2%

以下であるため、その影響は無視し得る程度である。

格納容器温度は、第3.1.3.2-1(6)図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を行うことによって、格納容器雰囲気温度の最大値は約197℃、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）の最大値は約181℃となり、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。

サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は約 2.1×10^{-3} TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。

ドライウエルのベントラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は約3.4TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。

なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約1.4TBq（7日間）となる。原子炉建物から大気中へのCs-137の漏えい量に、ドライウエルからのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約4.8TBq（7日間）であり、100TBqを下回る。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系による総放出量は、約 4.0×10^{-3} TBq（30日間）及び約 6.5×10^{-3} TBq（100日間）である。ドライウエルのベントラインを経由した場合には、約5.3TBq（30日間）及び約5.4TBq（100日間）である。原子炉建物から大気中へのCs-137の漏えい量にドライウエルのベントラインを経由した格納容器フィルタベント系によるCs-137の放出量を加えた場合でも、約6.8TBq（30日間）及び約6.9TBq（100日間）であり、100TBqを下回る。

（添付資料3.1.3.3, 3.1.3.4）

第3.1.3.2-1(1)図に示すとおり、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第3.1.3.2-1(5)図に示すとおり、約32時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却を停止し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」のうち、(1)、(2)及び(3)の評価項目について対策の有効性を確認した。

（添付資料3.1.3.5）

3.1.3.3 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用しない場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム - 水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム - 水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、非常用炉心冷却系等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位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。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容

器の熱水力モデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ(可搬型)に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ(可搬型)に係る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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間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原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは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適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内FP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。

(添付資料3.1.3.6)

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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析)では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流の不確かさとして、炉心モデル(炉心水位計算モデル)では、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が

保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードS A F E Rの評価結果との差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）はH D R実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、B W Rの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、C S T F実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはT M I事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、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圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはP H E B U S - F P実験解析により原子炉圧力容器内へのF P放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。P H E B U S - F P実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

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F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルはA B C O V E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適正に評価できることを確認している。したがって、大気中へのC s -137の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器フィルタベント系によるC s -137の総放出量は、評価項目(100TBqを下回っていること)に対して、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 2.1×10^{-3} TBq(7日間)、ドライウェルのベントラインを経由した場合は約3.4TBq(7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。

(添付資料3.1.3.6)

(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3.1.3.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評

価の結果を以下に示す。

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は炉心平均燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器スプレイを格納容器圧力が 640kPa[gage]以下になるよう制御（640～588kPa[gage]の範囲で維持）すること）に変わりはないことから運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E x c e s s i v e L O C A を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量を制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料3.1.3.6, 3.1.2.7）

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、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、E x c e s s i v e L O C A を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 L O C A の場合と同程度であり、第 3.1.2.3-1(1) 図及び第 3.1.2.3-1(2) 図に示すとおり、格納容器圧力は 853kPa[gage]、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は 200℃を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧原子炉代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとし

て、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.1.3.6, 3.1.2.7）

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「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

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から30分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力が640kPa[gage]に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力640kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作開始時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間としてサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達から10分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達するのは、事象発生から約32時間後である。また、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達時に確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

（添付資料3.1.3.6）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作について、実態の操作開始時間に基づき解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間が解析上の設定よりも早くなった場合に、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力が 640kPa[gage]に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定時間とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、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3.1.3.6)

(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。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、第 3.1.3.3-(1) 図から第 3.1.3.3-(3) 図に示すとおり、事象発生から 60 分後（操作開始時間 30 分程度の遅れ）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時における Cs 放出量は炉心損傷の程度の影響を受けるが、格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから、放出量に与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作については、格納容器スプレイ開始までの時間は事象発生から約 27 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

操作条件の格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 32 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。

(添付資料3.1.3.6, 3.1.3.7, 3.1.3.8)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与

える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.1.3.4 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、重大事故等対策時における必要な要員は「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の 45 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7 日間の対応を考慮すると、合計約 3,200m³の水が必要となる。水源として、低圧原子炉代替注水槽に約 740m³及び輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。また、事象発生 2 時間 30 分以降に輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）の水を、大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ給水することで、低圧原子炉代替注水槽を枯渇させることなく低圧原子炉代替注水槽を水源とした 7 日間の注水継続実施が可能となる。

（添付資料 3.1.3.9）

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、7 日間の運転継続が可能である。

大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 12m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 53m³の軽油が必要となる。合計約 65m³の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約 730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への給水及び格納容器スプレイ、原子炉補機代替冷却系の運転について、7 日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³の軽油を保有しており、

この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.3.10)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、約 2,091kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.3.11)

3.1.3.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって、格納容器内雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対する原子炉格納容器破損防止対策としては、初期の対策として低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段及び格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、残留熱代替除去系を使用しない場合を想定し、格納容器フィルタベント系を使用する場合の有効性評価を行った。

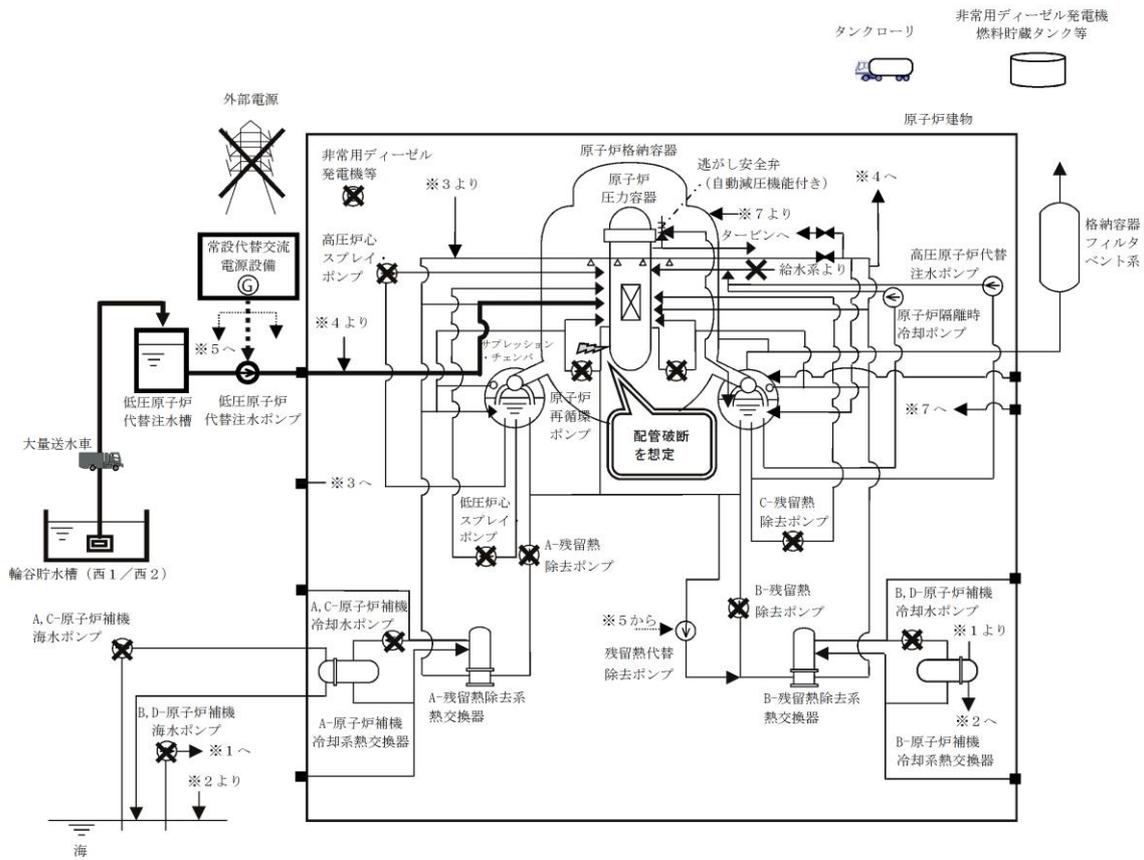
上記の場合においても、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果、ジルコニウム-水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても原子炉格納容器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は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

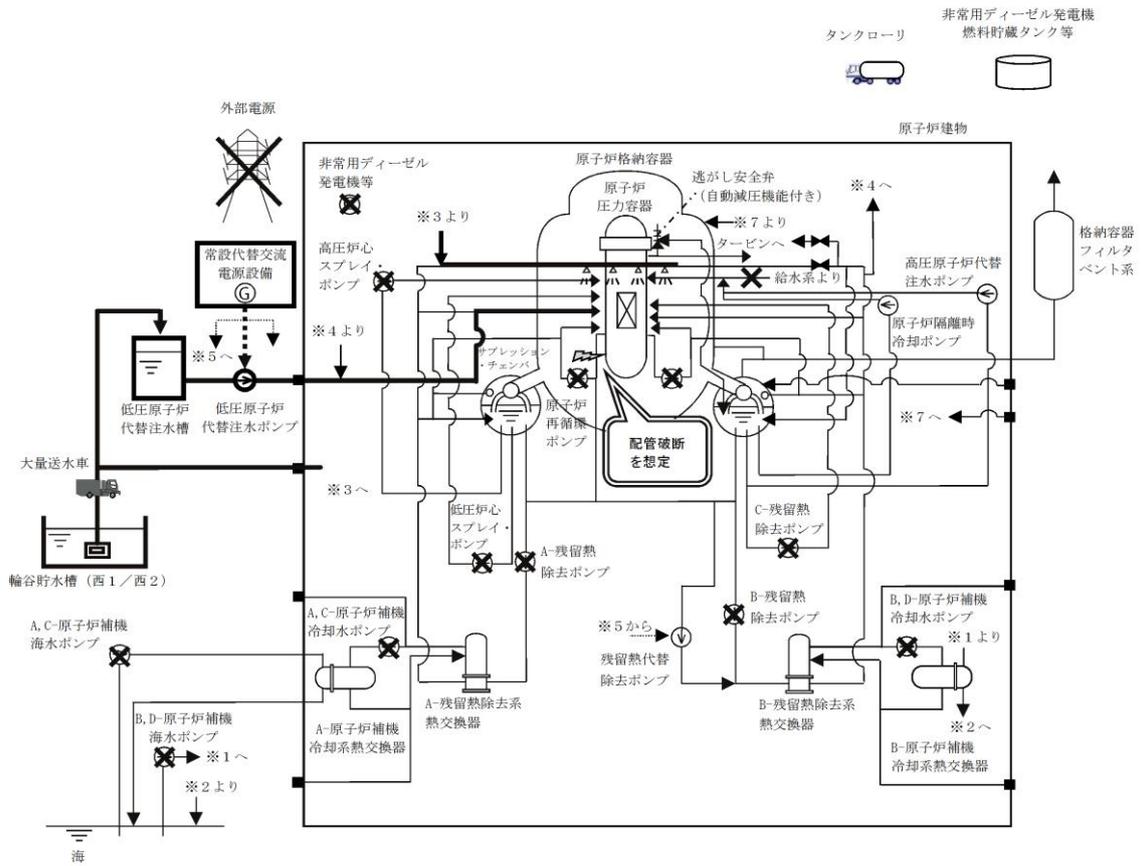
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

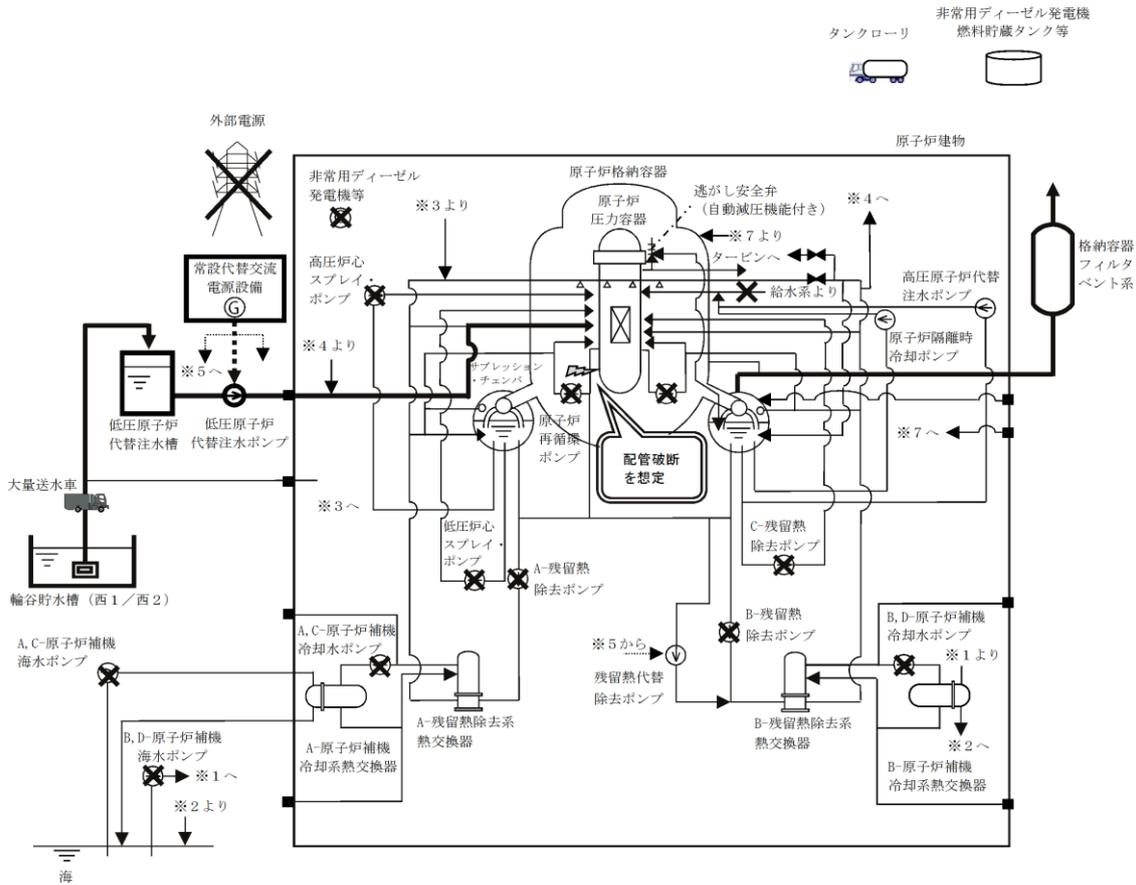
以上のことから、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱等による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に対して有効である。



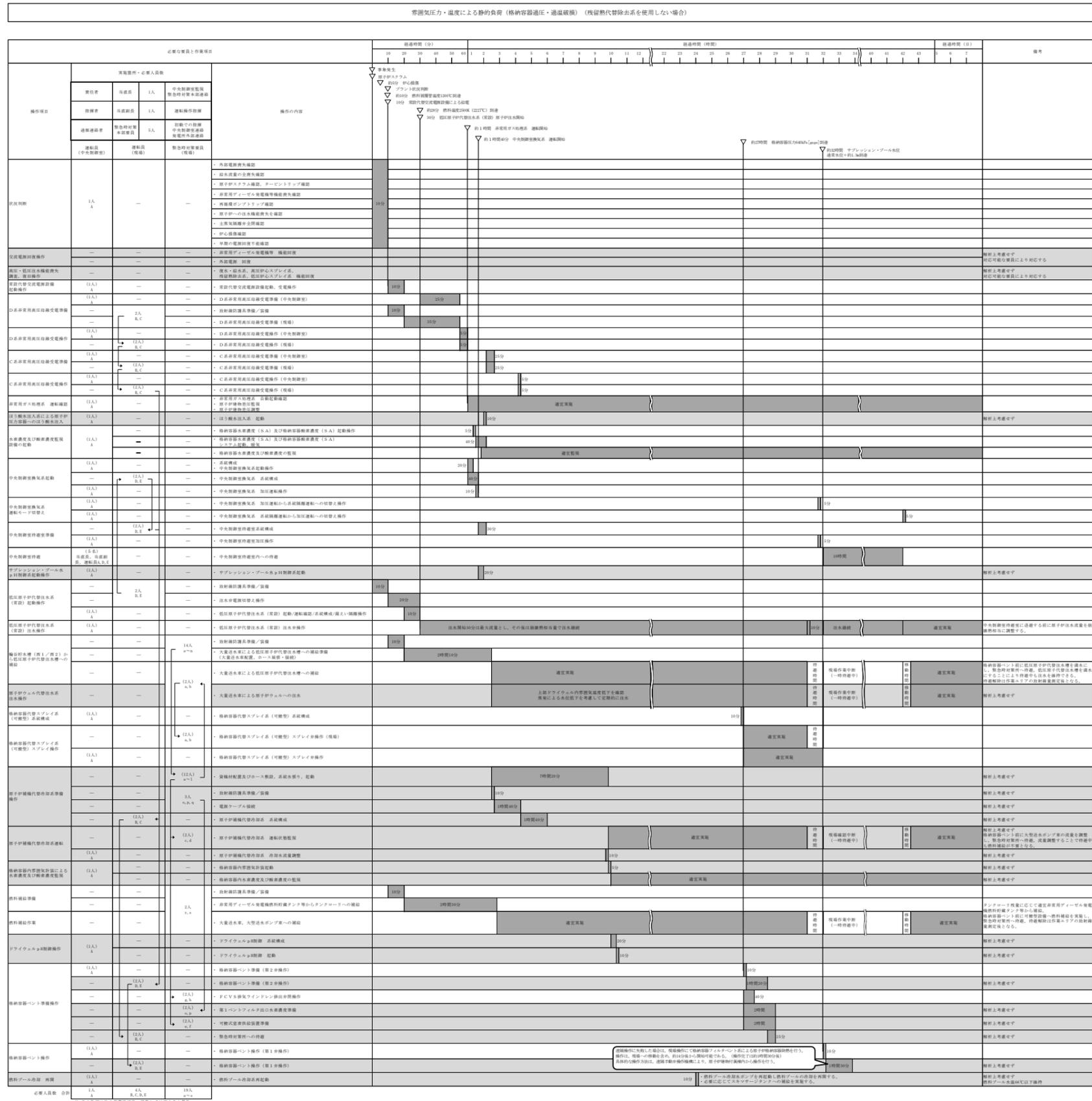
第 3. 1. 3. 1-1(1) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷
 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)
 (原子炉注水)



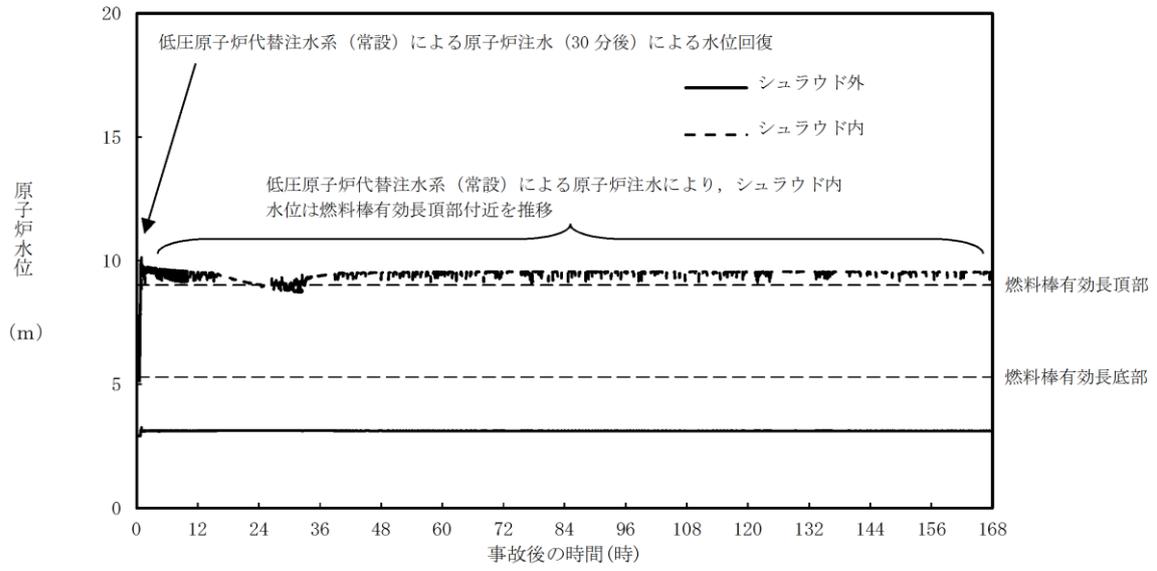
第 3.1.3.1-1(2)図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷
 (格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)
 (原子炉注水及び原子炉格納容器冷却)



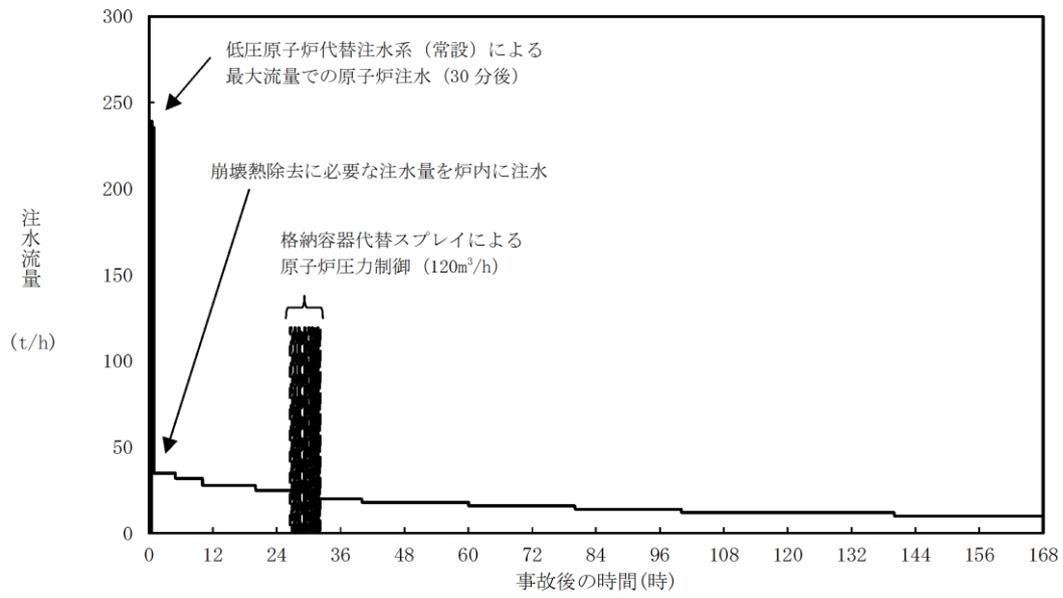
第 3. 1. 3. 1-1 (3) 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)
 (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)



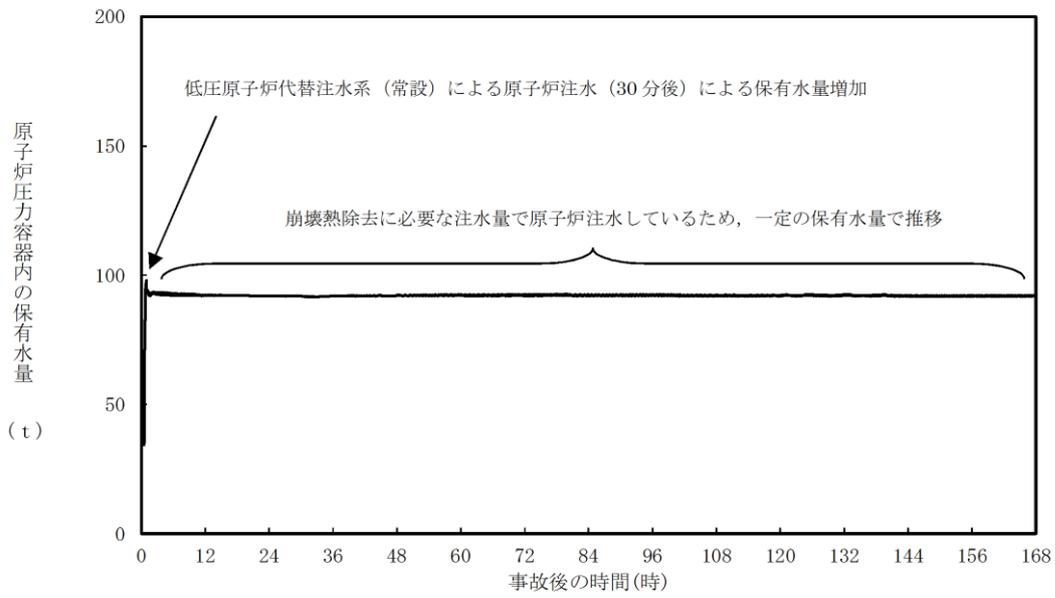
第 3.1.3.1-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（残留熱代替除去系を使用しない場合）



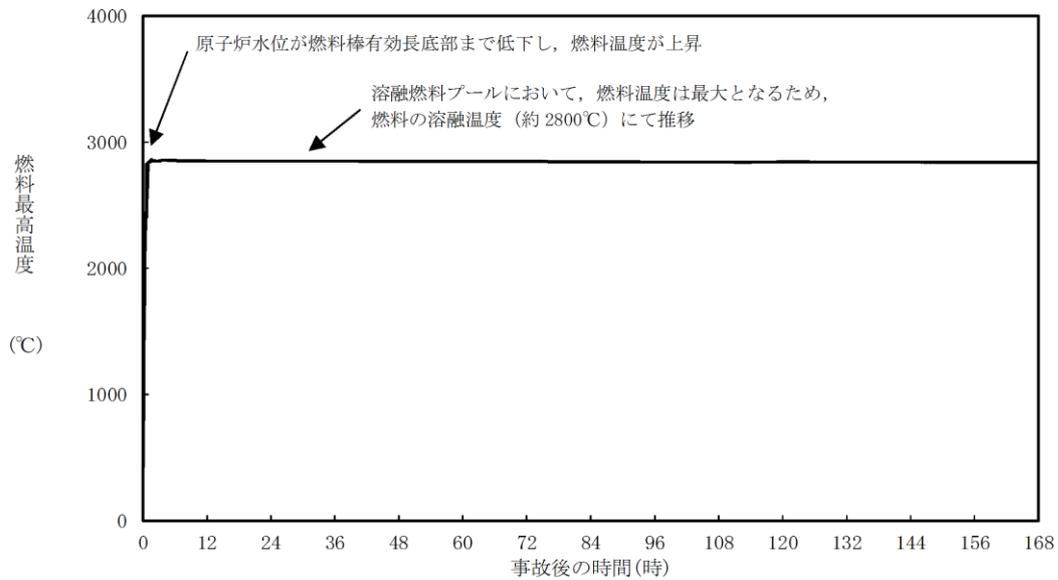
第 3. 1. 3. 2-1(1) 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



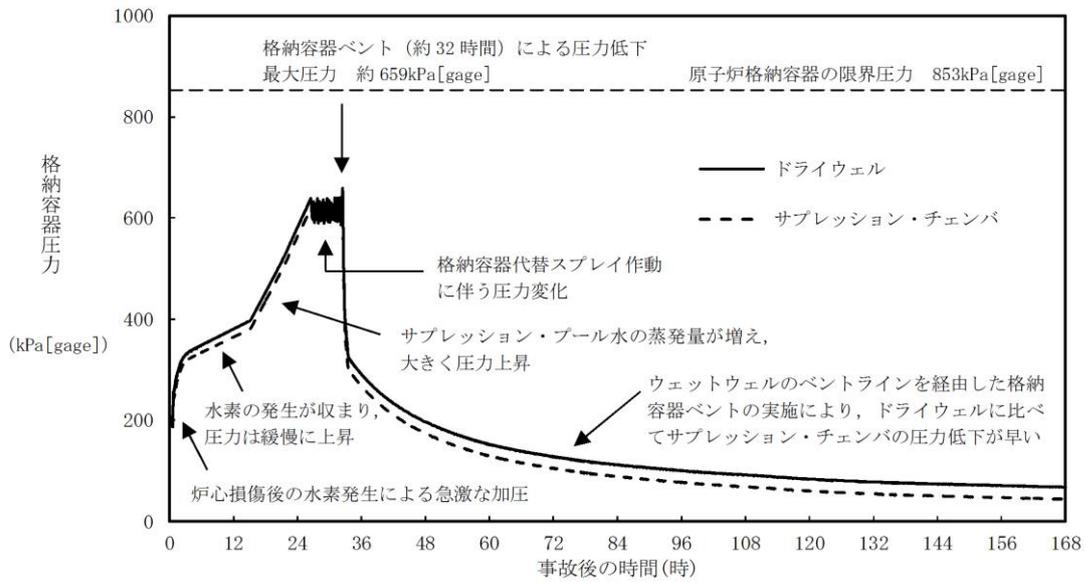
第 3. 1. 3. 2-1(2) 図 注水流量の推移



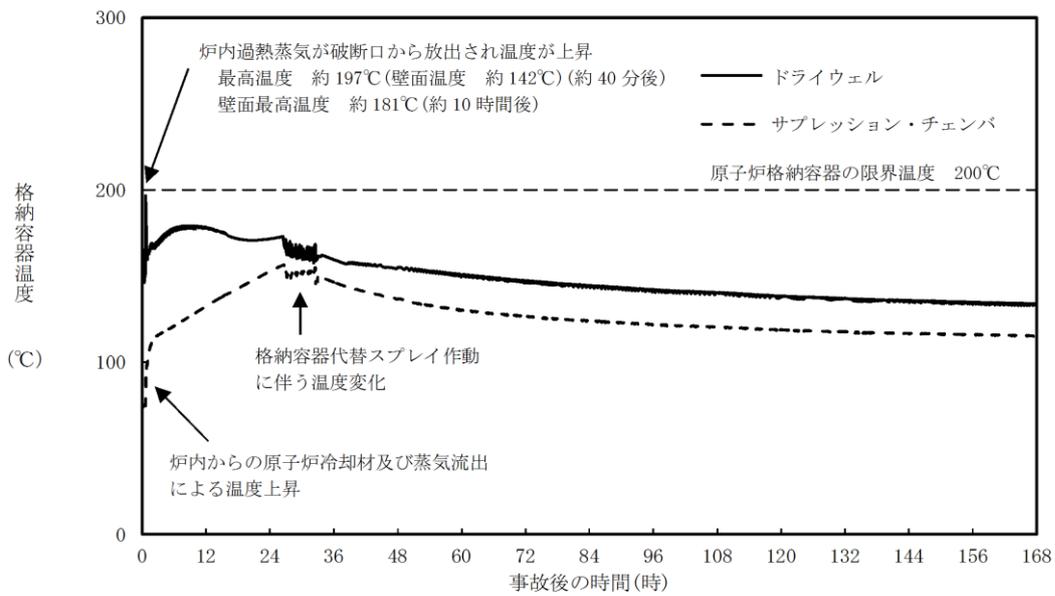
第 3. 1. 3. 2-1 (3) 図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



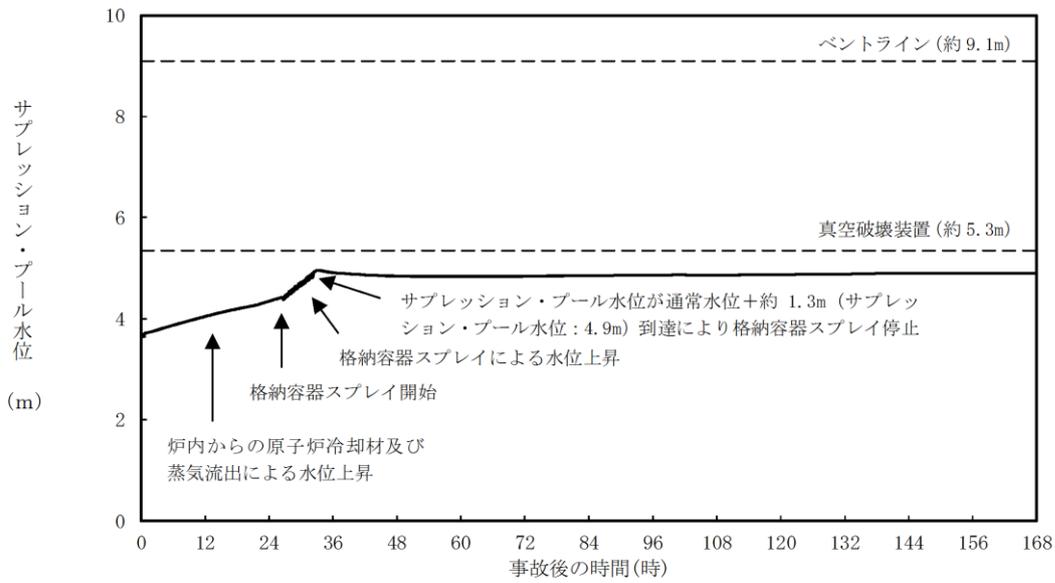
第 3. 1. 3. 2-1 (4) 図 燃料最高温度の推移



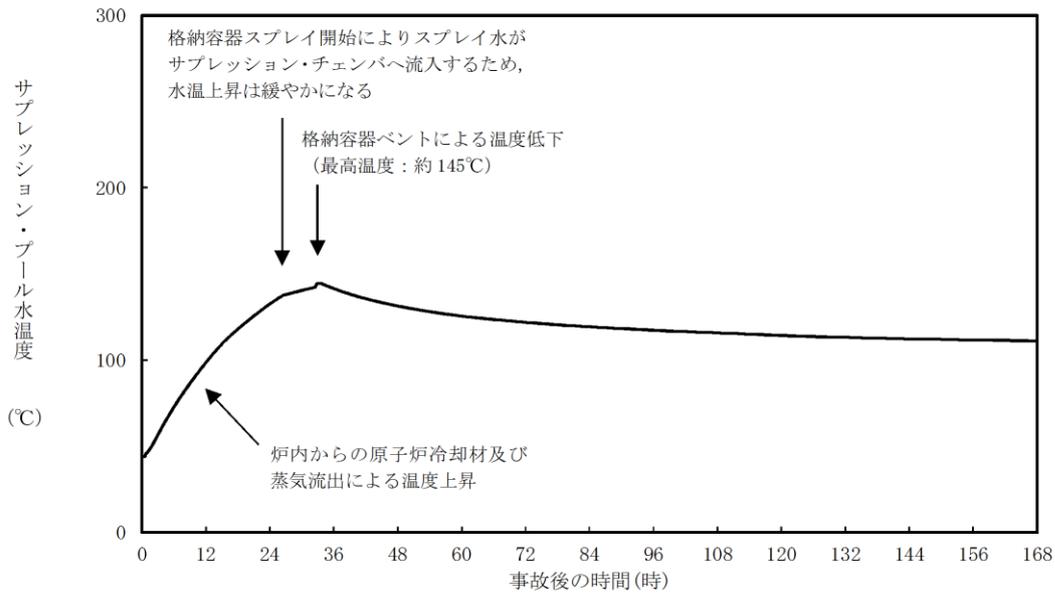
第 3. 1. 3. 2-1 (5) 図 格納容器圧力の推移



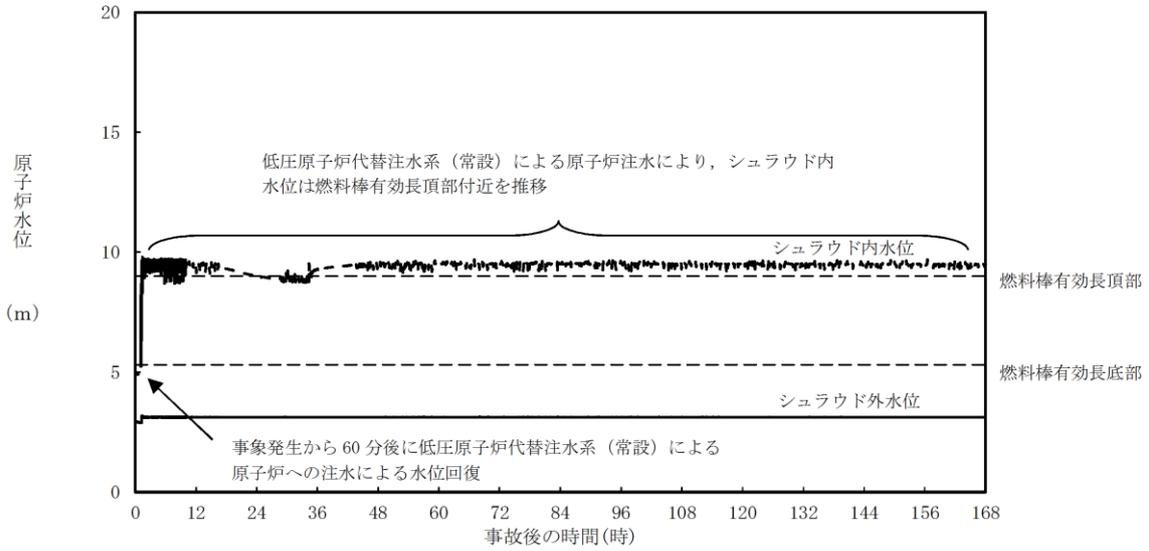
第 3. 1. 3. 2-1 (6) 図 格納容器温度の推移



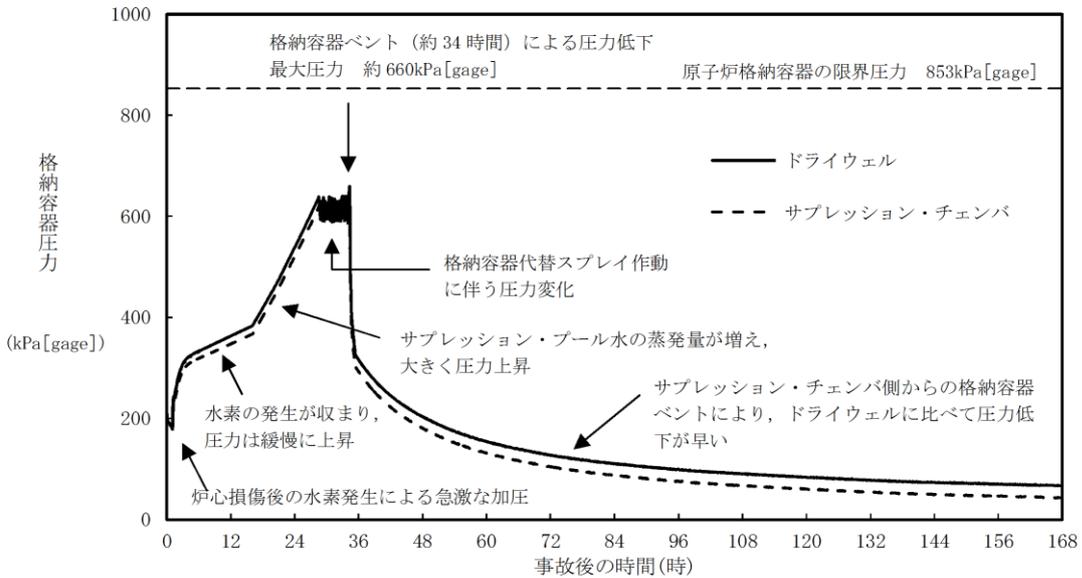
第 3. 1. 3. 2-1 (7) 図 サプレッション・プール水位の推移



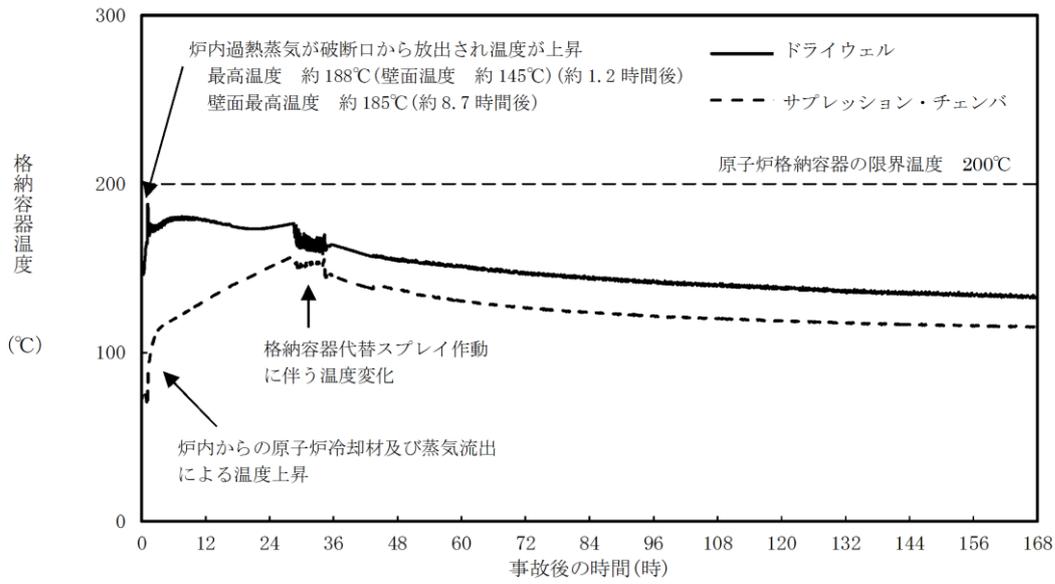
第 3. 1. 3. 2-1 (8) 図 サプレッション・プール水温度の推移



第 3. 1. 3. 3-1 (1) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



第 3. 1. 3. 3-1 (2) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移



第 3. 1. 3. 3-1(3) 図 操作開始時間 30 分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

第 3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1 / 3)

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
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。	B-115V系蓄電池*	—
非常用炉心冷却系機能喪失確認	非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失を確認する。	B-115V系蓄電池* S A用 115V系蓄電池	—
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線 (6.9kV) が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線 (6.9kV) の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、低圧原子炉代替注水系 (常設) 及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。	—	—

※：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)

第 3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2 / 3)

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
炉心損傷確認	大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	B-115V 系蓄電池*	—
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。 ドライウエル温度が原子炉圧力の飽和温度を超えた場合水位不明と判断し、原子炉底部から原子炉水位 L O まで冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等* 低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽	原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力* 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (広帯域) * 原子炉水位 (燃料域) * 代替注水流量 (常設) 低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウエル温度 (S A)
水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動	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ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。	常設代替交流電源設備	— 格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)

※：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)

第3.1.3.1-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の重大事故等対策について
 （残留熱代替除去系を使用しない場合）（3 / 3）

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
格納容器代替スプレイト系（可搬型）による原子炉格納容器冷却	格納容器温度が約190℃超過を確認した場合又は格納容器圧力が640kPa [gage] 到達を確認した場合、格納容器代替スプレイト系（可搬型）により原子炉格納容器冷却を実施する。 格納容器圧力が588kPa [gage] まで降下した場合、又はサブプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m に到達した場合は、格納容器代替スプレイト系（可搬型）による格納容器スプレイトを停止する。	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱	サブプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m に到達した場合、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。	格納容器フィルタベント系	－

※：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）

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

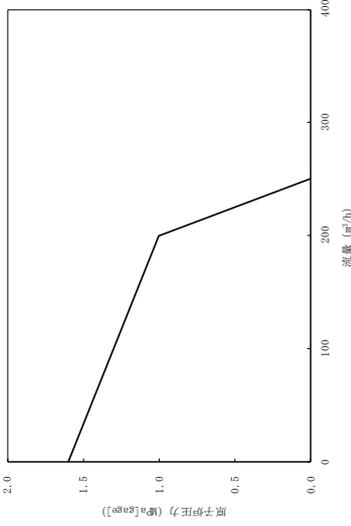
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器容積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/4))

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定高圧注水機能として高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設) 重大事故等対策に関連する機器条件	最大250m ³ /hで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器フィルタバント系	格納容器圧力 427kPa [gage] における最大排出流量 9.8kg/s に対して, 第1弁の中央制御室からの遠隔操作による全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタバント系の設計値として設定

第3.1.3.2-1表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
格納容器代替スプレイス系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 640kPa [gage] 到達時 640～588kPa [gage] の範囲で維持	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位 + 約 1.3m (真空破壊装置下端 0.45m) 到達から 10 分後	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について

1. 炉心損傷の判断基準

1. 1 炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が燃料棒有効長頂部（T A F）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

事故時操作要領書（徴候ベース）では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がT A F未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、ドライウェル内又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、図1、図2に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器雰囲気放射線モニタに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上（1点以上）」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお、300℃以上の判断に当たっては、近接の原子炉圧力容器表面温度との比較、炉心への注水状況により、計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大8.35MPa [gage]）における飽和温度約299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。

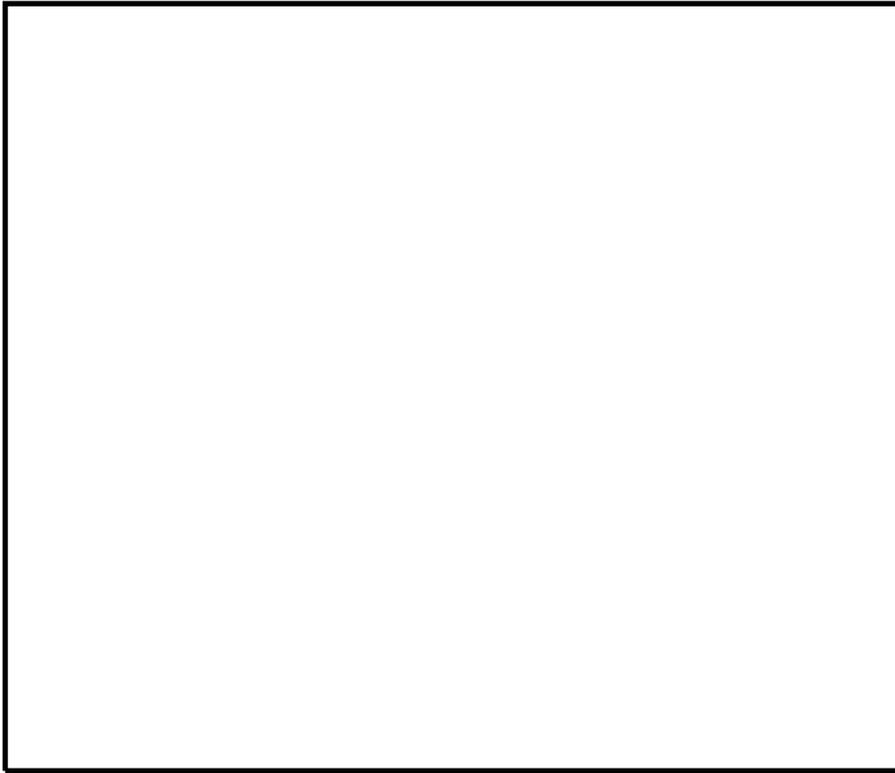


図1 ドライウェルのガンマ線線量率

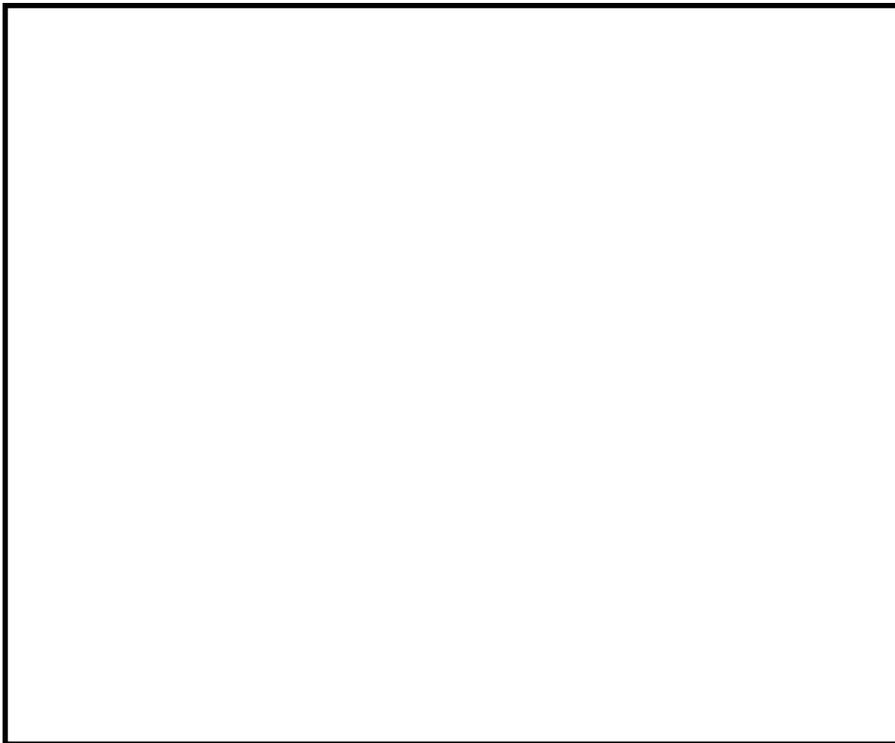


図2 サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 2 炉心損傷の判断基準の根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故時の格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率（追加放出時）以上でなければならない。一方、基準を高め設定すると判定が遅れることが懸念されるため、高すぎる設定値は判断基準として適さない。

炉心損傷開始の判断は、上述のとおり格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故（追加放出）の10倍を越えた場合であり、この設定値は、全燃料中に含まれる希ガスの0.1%相当が原子炉格納容器内に放出された場合のガンマ線線量率よりも低い、余裕のある値となっている。

上記より炉心損傷判断としては、設計基準事故を超える事象について、設計基準事故のガンマ線線量率より高く、かつ判定遅れが生じない基準として、設計基準事故（追加放出）の10倍を判断目安としている。

なお、設計基準事故としては原子炉冷却材喪失を想定しており、破裂の発生する燃料棒はない。D/WとW/Wの設計基準事故時の格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率（追加放出時）は、燃料棒から追加放出される希ガスがD/W及びW/Wに各100%移行すると仮定し、時間による減衰を考慮して算出した。

1. 3 格納容器雰囲気放射線モニタについて

格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率の測定レンジは、 10^{-2} ～ 10^5 Sv/hであり、この測定レンジにおいて、「設計基準事故における燃料からの追加放出による放射線量率」、「重大事故時の炉心損傷の判断目安（追加放出の10倍）」及び「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失のシーケンスにおける最大放射線量率」を測定可能である。（表1参照）

格納容器雰囲気放射線モニタは、連続計測しており、計装設備の指示値は換算不要で図1の炉心損傷の判断目安と対比可能であるため、指示値が上昇すれば、すぐに炉心損傷を判断可能と考える。格納容器雰囲気放射線モニタの検出器は、ドライウェル内の対角位置に2箇所、サプレッション・チェンバ内の気相部の対角位置に2箇所の合計4箇所に設置している。炉心損傷後の核分裂生成物の原子炉内から原子炉格納容器への移行は、大破断LOCA等、直接ドライウェル側に放出される場合と、原子炉圧力容器が健全で逃がし安全弁を介してサプレッション・チェンバ側に放出される場合があるが、いずれの場合においても、炉心損傷時は希ガス等が急激に放出されるため、格納容器雰囲気放射線モニタにて炉心損傷に伴うガンマ線線量率の上昇を測定可能と考える。

また、炉心の損傷割合と燃料被覆管から放出される希ガス等の放出割合は比例すると仮定し、手順では原子炉停止後の経過時間とガンマ線線量率により炉心損傷の進展割合を推定することとしている。

表1 格納容器内雰囲気放射線モニタによる炉心損傷の判断

検出パラメータ及び検出方法		格納容器	炉心損傷の判断	格納容器ベント
設計基準事故の追加放出	$10^{-2} \sim 10^0$ 程度 [Sv/h] 〔原子炉停止後の経過時間が、0 時間後から 100 時間後の値〕	格納容器雰囲気放射線モニタ※	無	サブレーション・プールの通常水位+約 1.3m
炉心損傷の判断目安 (設計基準事故の 10 倍)	$10^{-1} \sim 10^1$ 程度 [Sv/h] 〔原子炉停止後の経過時間が、0 時間後から 100 時間後の値〕	格納容器雰囲気放射線モニタ※	有	サブレーション・プールの通常水位+約 1.3m
審査ガイドによる制限	敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと (発生事故あたり概ね 5 mSv 以下)	—	—	—
格納容器雰囲気放射線モニタ使用不能時の炉心損傷判断の基準	300℃以上	原子炉压力容器表面温度	有	サブレーション・プールの通常水位+約 1.3m
「冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」のシナシスにおける最大放射線量率 (早期に炉心損傷した方が核分裂生成物の減衰が少なく放射線量率は高くなる傾向にあり、シビアアクシデントの中でも早期に炉心損傷する例)	1.5×10^4 Sv/h 程度 (事故後の最大値)	格納容器雰囲気放射線モニタ※	有	サブレーション・プールの通常水位+約 1.3m

※格納容器雰囲気放射線モニタ計測レンジ (計器の仕様) : $10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h

2. 炉心損傷判断前後における運転操作の差異

2. 1 原子炉への注水について

BWRの場合、事故時の対応は、原子炉注水が最優先であり、炉心損傷の判断の前後でその対応のマネジメントが大きく変わるものではない。原子炉に注水することで、炉心損傷前であれば、冷却による炉心損傷の発生防止が図られ、また、炉心損傷後であれば、冷却による炉心損傷の進展の抑制及び原子炉圧力容器破損防止が図られる。

2. 2 格納容器ベント及び格納容器スプレイについて

格納容器スプレイについては、炉心損傷を判断基準に運転操作を変更し、格納容器ベントについては炉心損傷の有無によらず、運転操作の変更はない（表2）。

炉心損傷前の格納容器スプレイは、格納容器圧力が384kPa[gage]から334kPa[gage]の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施し、サプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達すれば格納容器スプレイを停止後にベントを実施する。炉心損傷前は環境へ放出される核分裂生成物の放出量が低く、原子炉格納容器の健全性を確保することを目的としている。炉心損傷を判断した場合は、格納容器スプレイの運転操作が変更となり、640kPa [gage] から588kPa [gage] の範囲で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ（間欠）を実施し、サプレッション・プール通常水位+約1.3mに到達すれば格納容器スプレイを停止後にベントを実施する。

原子炉スクラム後における、炉心損傷の前後の格納容器ベント及び格納容器スプレイの実施基準の差異を表2に示す。

表 2 炉心損傷判断前後における格納容器スプレイ及び格納容器ベントの実施基準の差異

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷前の格納容器スプレイは、原子炉格納容器最高使用圧力の427kPa[gage]以下に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が384kPa[gage]^{※2}に到達した時点で開始し、334kPa[gage]^{※2}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準)</p> <p>格納容器最高使用温度は、ドライウェル：171℃であり、空間温度がこれらの温度に到達する前に格納容器スプレイを行い、150℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷後の格納容器スプレイは、原子炉格納容器限界圧力の853kPa[gage]未満に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]^{※1}に到達した時点で開始し、588kPa[gage]^{※1}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p> <p>(温度基準)</p> <p>原子炉格納容器の限界温度の200℃に至らないように、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの空間温度が190℃以上となった場合に開始し、171℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>
格納容器ベント	<p>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達により格納容器スプレイを停止した時点で、格納容器の健全性を維持することを目的に、ウェットウェルベントを優先として格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを行う。</p>	<p>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達により格納容器スプレイを停止した時点で、格納容器の過圧による破損を防止することを目的に、ウェットウェルベントを優先として格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを行う。</p>

※1 炉心損傷後における格納容器スプレイの間欠運転幅は外部水源注水量の抑制及び運転操作間隔を考慮(約30分)し設定

※2 炉心損傷前における格納容器スプレイの間欠運転幅は炉心損傷後と同等な圧力差を設定

3. MAA P解析における炉心損傷の開始と運転操作における炉心損傷判断基準について

有効性評価のうち、シビアアクシデント総合解析コードMAA Pを用いた解析においては、炉心損傷の開始を、1,000K (約 727°C) に到達した時点としており、有効性評価の評価項目（「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえた要件）の1,200°C (約 1,473K) よりも低い温度としている。

この1,000Kは、PHEBUS-FPT0 実験で、燃料被覆管温度が約1,000Kに達したときに核分裂生成物（F P）の放出開始が観察されたことを踏まえ、被覆管温度が1,000Kに到達すると、被覆管の破裂によりF Pが放出され、物理現象モデルによりF P挙動の計算が開始される温度である。なお、燃料温度上昇によるヒートアップ・熱水力モデルの内部処理切替え等の特段の処置は行われるわけではない。

一方、実際の運転操作においては、炉心損傷の状況を直接的に監視可能な計装設備は原子炉内に設置されておらず、このため、燃料の損傷により放出される希ガス等のガンマ線線量率の上昇を、格納容器雰囲気放射線モニタによって監視し、運転操作における炉心損傷の判断に用いている。

よって、解析において炉心損傷の開始を1,000K (約 727°C) に到達した時点としていることは、運転操作の炉心損傷の判断に影響を与えるものではない。

(補足) 炉心損傷の判定時間に係る解析結果について

「冷却材喪失(大破断LOCA) + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」における事象発生後の燃料被覆管温度推移の解析結果を表3に示す。

MAAP解析において、約727℃(MAAP解析における炉心損傷判定温度)から1,200℃(審査ガイドにおける炉心の著しい損傷の評価項目における要件)に上昇するまでの時間は5分程度であり、炉心損傷判断の時間に有意な差異が生じることはない。

また、MAAP解析による炉心損傷の判定時間は約5分であるが、これはSAFER解析の結果と比較しても、炉心損傷の判定時間として早期すぎる結果とはなっていない。

表3 炉心損傷の判定時間に係る解析結果

燃料被覆管温度	事象発生後の時間		備考
	MAAP解析	SAFER解析	
約727℃ (1,000K)	約5分	約2分	MAAP解析における炉心損傷判定温度 (PHEBUS-FPTO実験にて核分裂生成物が放出された温度)
—	約5～10分 (参考)	約2～4分 (参考)	手順上の炉心損傷判断 (CAMSのガンマ線線量率が設計基準事故相当の10倍を超えた場合)
1,200℃	約10分	約4分	審査ガイド上における炉心の著しい損傷の評価項目における要件
約2,227℃ (2,500K)	約28分	—*	炉心溶融

※高出力燃料集合体集合体において、燃料被覆管温度が1,200℃を大きく超過するため、SAFERでは計算できない。

非凝縮性ガスの影響について

1. はじめに

格納容器過圧・過温破損を防止するための対策の確認においては、MAAPコードを使用して「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を仮定したシナリオにて評価を実施している。MAAPコードの水素ガス発生量に関する妥当性については、TMI及びPHEBUS試験により確認しており、当該解析にMAAPコードを用いることは妥当である^[1]。

ただし、MELCORコードのように、流路閉塞が発生しにくい（水素ガスが発生しやすい）と仮定した場合においても、評価に有意な影響がないことを確認するため、感度解析を実施した。

2. 解析条件

- ・流体が流路減少部分を通過できなくなるとするノードの空隙率（ポロシティ）：0.0（申請解析ではポロシティ：0.1以下）

図1に示すように、炉心内でデブリの移行が発生し、それが冷却材流路に堆積して流路が減少した場合、MAAP解析では流路減少を起こしたノードの空隙率（ポロシティ）が0.1以下になるとそのノードは閉塞したものとみなされ、それ以降は流体が閉塞部分を通過することができなくなる。一方MELCOR解析の場合、流路減少を起こしたノードの空隙率の最小値は0.05に設定されており、閉塞は発生しない。

したがって、炉心で発生する非凝縮性ガスはMAAPの方が少なくなる傾向にある。このため、上記の条件にて、水素ガス発生量を多めに見積もる感度解析を行うこととする。なお、ポロシティの設定以外については申請解析と同様とした。

3. 解析結果

図2から図6に解析結果を示す。図2より、申請解析でのジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が約198kgに対して感度解析では約283kgと水素ガス発生量は約43%増加しているが、図3に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり、保守的な条件として非凝縮性ガスが増加するような場合においても、評価結果に対する当該操作に大きな影響はない。

[1]「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月
以上

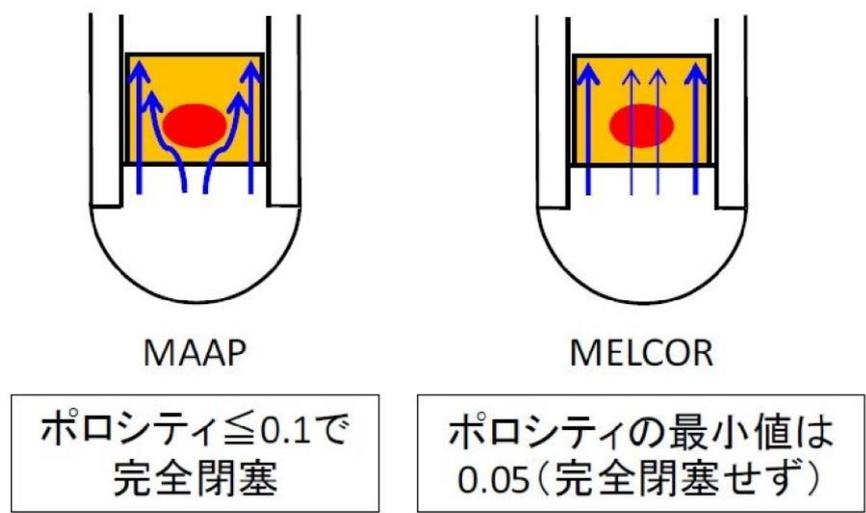
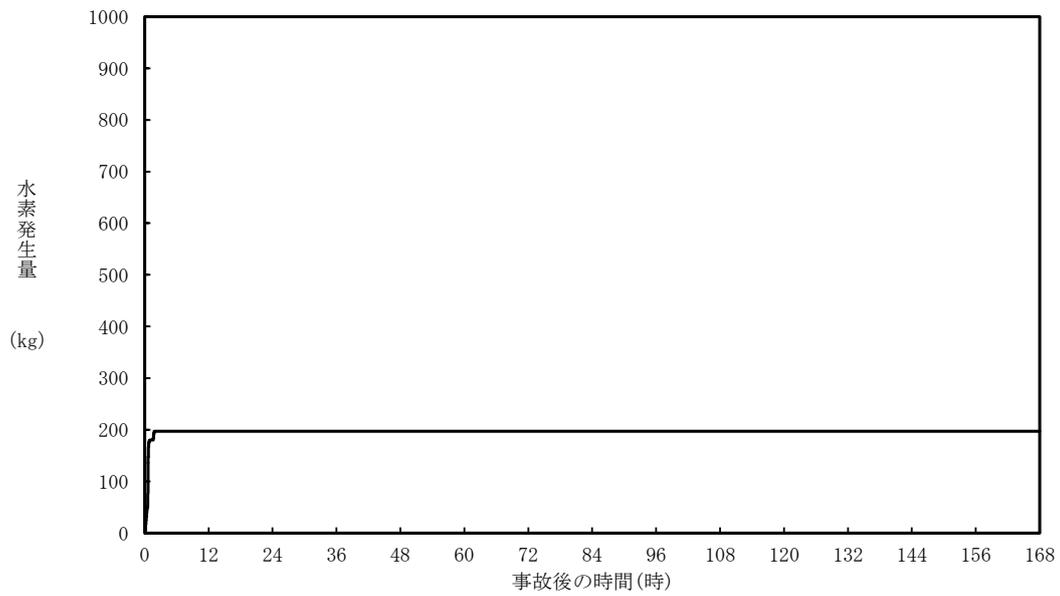
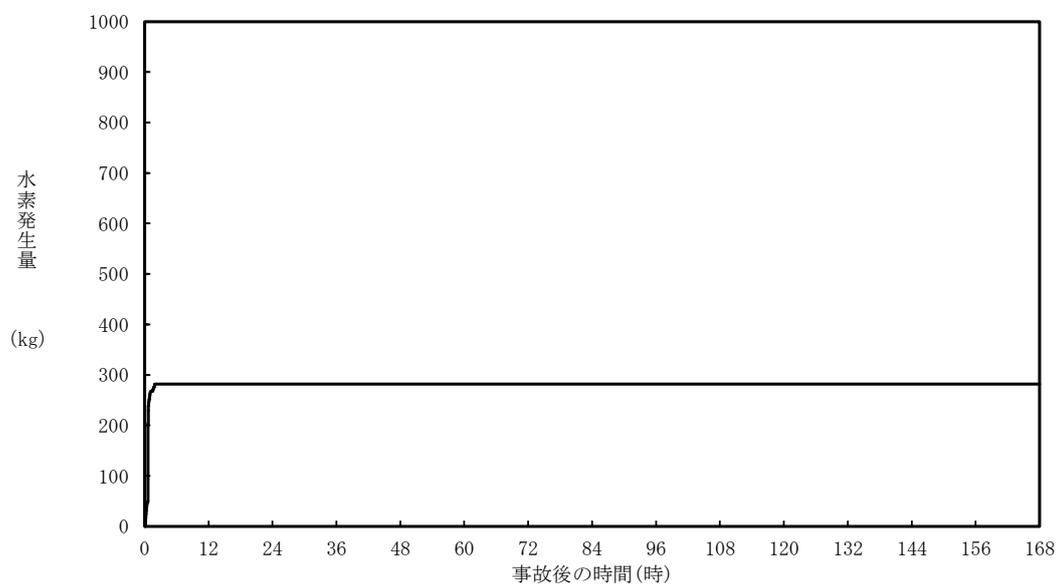


図1 炉心内流路閉塞モデルの概念図
 (「MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析」,
 電力中央研究所, 平成 26 年 6 月 抜粋)

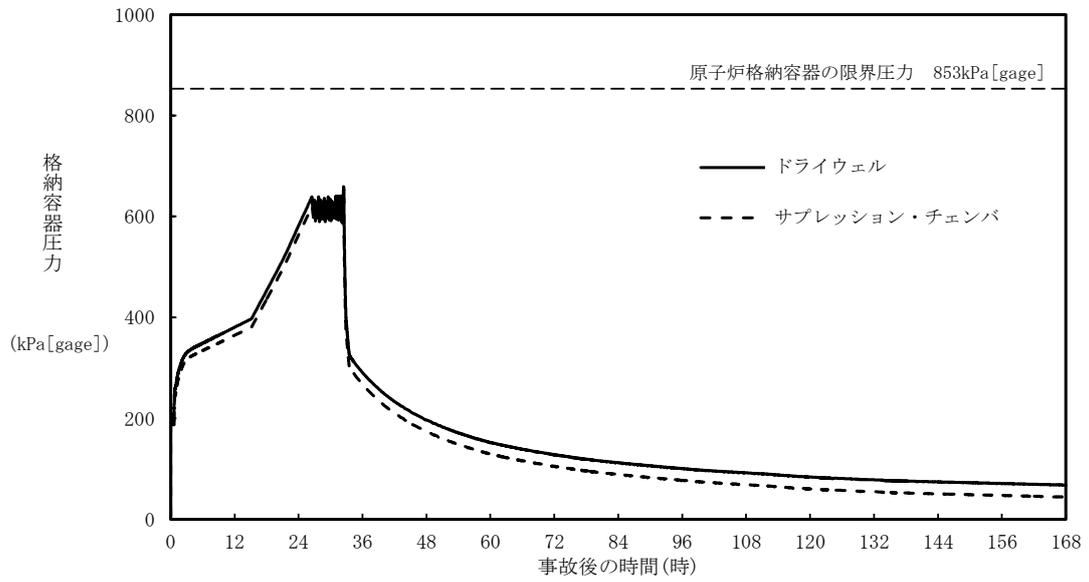


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

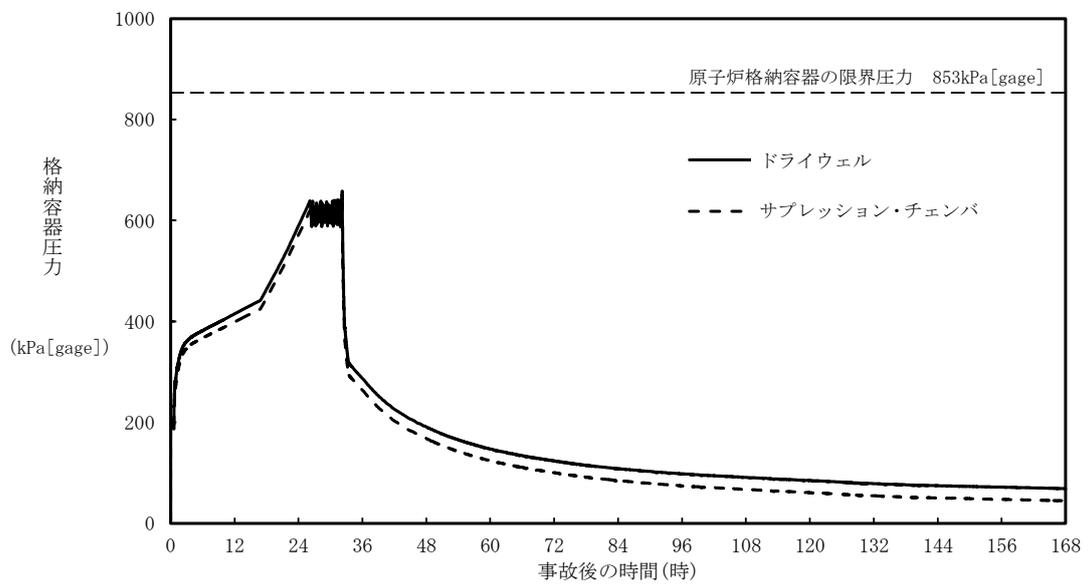


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図2 水素発生量比較

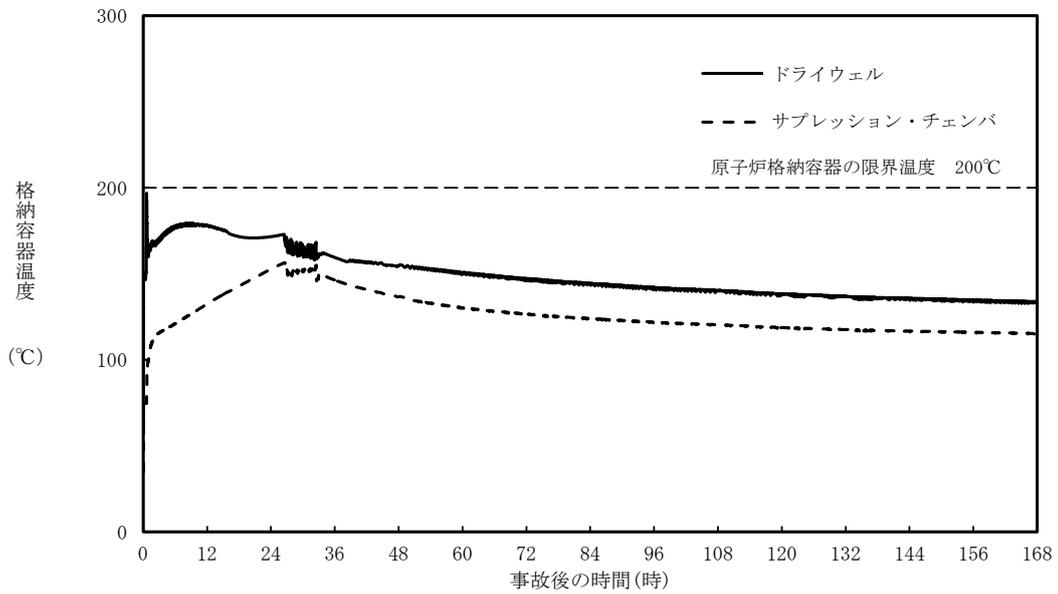


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

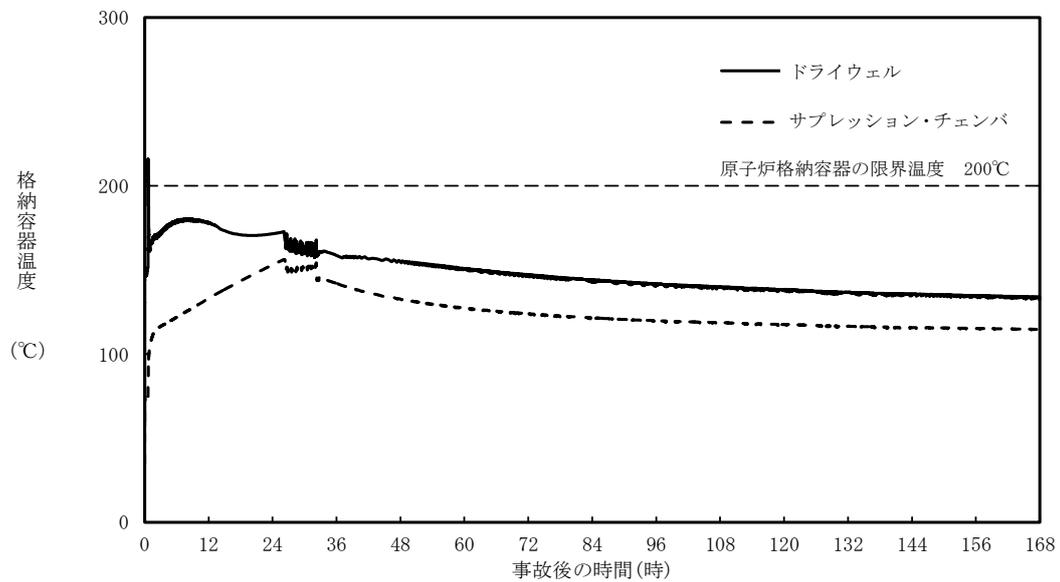


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図3 格納容器圧力の比較

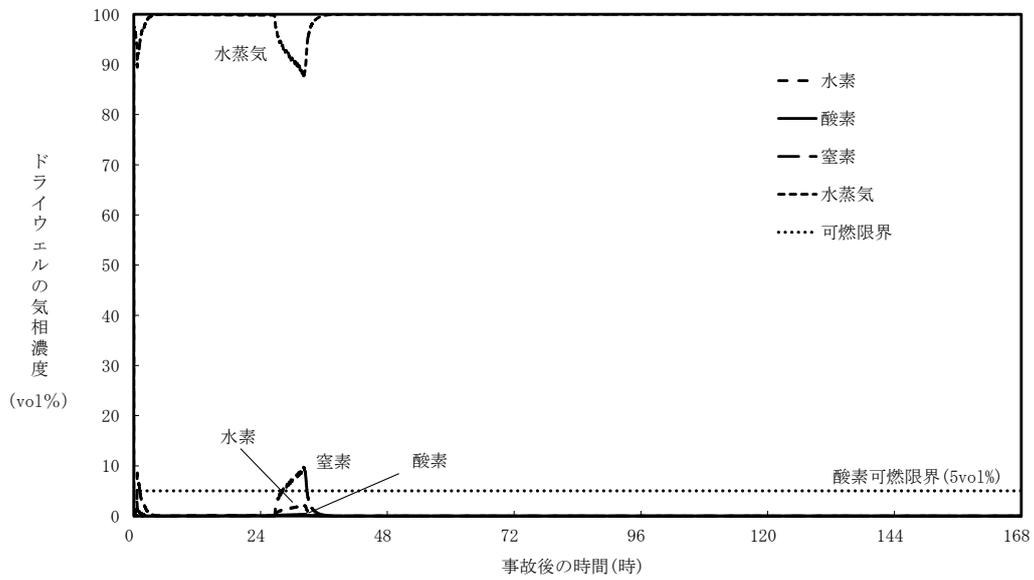


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

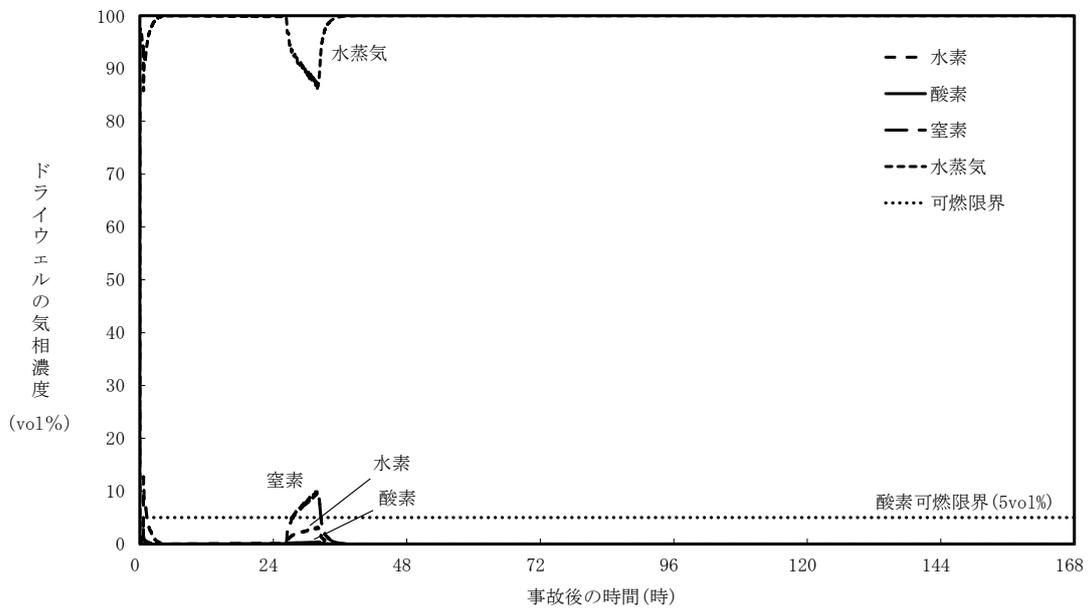


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図4 格納容器温度の比較

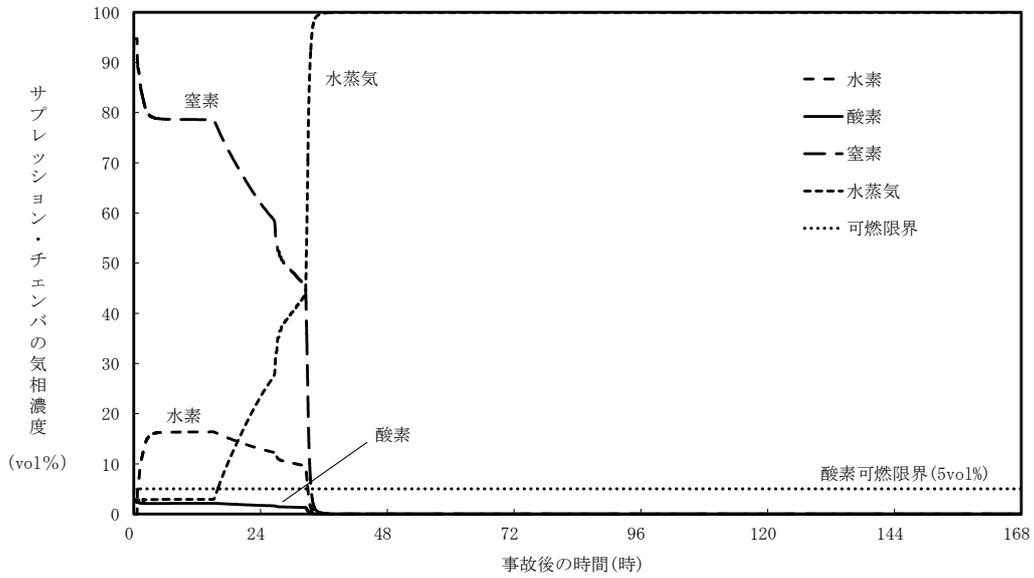


大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

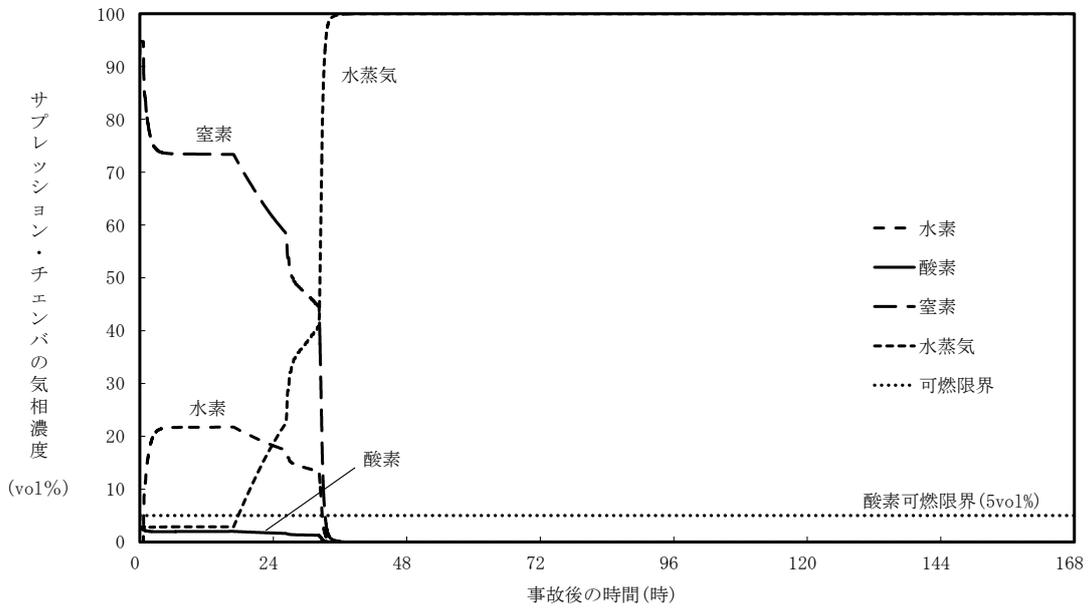


大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図5 ドライウェル気相濃度の比較



大破断LOCA（申請解析：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）



大破断LOCA（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

図6 サプレッション・チェンバ気相濃度の比較

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合におけるCs-137の放出量は以下のとおりとなる。

なお、Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件を表1に、Cs-137の放出量評価条件を表2に示す。

1. Cs-137の放出量(TBq)の算出

Cs-137の放出量は、以下の式により算出される。

$$\text{大気中へのCs-137の放出量(Bq)} = f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF) \dots (1)$$

一方、原子炉格納容器からのセシウムの放出割合(f_{Cs})は、CsI及びCsOHの放出割合より、以下の式により算出される。なお、Cs-137の炉内内蔵量はORIGENコード、原子炉格納容器からのCsI及びCsOHの放出割合はMAAPコードにて算出している。

$$f_{Cs} = (M_{CsI} + M_{CsOH}) / M_{Cs} \dots (2)$$

$$M_{CsI} = W_{Cs} \times (M_I/W_I) \times f_{CsI} \dots (3)$$

$$M_{CsOH} = (M_{Cs} - W_{Cs} \times (M_I/W_I)) \times f_{CsOH} \dots (4)$$

(2) ~ (4) 式より

$$f_{Cs} = f_{CsOH} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \dots (5)$$

f_{Cs}	: 格納容器からのセシウムの放出割合
f_{CsI}	: 格納容器からのCsIの放出割合*
f_{CsOH}	: 格納容器からのCsOHの放出割合*
M_{CsI}	: CsIに含まれるCs量
M_{CsOH}	: CsOHに含まれるCs量
M_I	: よう素の初期重量 = 18.1 (kg)
M_{Cs}	: セシウムの初期重量 = 237.6 (kg)
W_I	: よう素の分子量 = 131 (kg/kmol)
W_{Cs}	: セシウムの分子量 = 133 (kg/kmol)
Bq_{Cs-137}	: Cs-137の原子炉圧力容器内内蔵量 = 3.22×10^{17} (Bq)
DF	: 格納容器フィルタベント系による粒子状放射性物質に対する除染係数 = 1000

※格納容器内のエアロゾル状の放射性物質の低減効果（サプレッション・チェンバのスクラビングによる除染係数等）を考慮したMAAPコードでの評価値（別紙参照）

2. 計算結果

サブプレッション・チェンバのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{CsOH} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \\f_{Cs} &= 6.54 \times 10^{-6} \\&\quad + (18.1/237.6) \times (133/131) \times (3.51 \times 10^{-6} - 6.54 \times 10^{-6}) \\&= 6.31 \times 10^{-6}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs137} \times (1/DF) \\&= 6.31 \times 10^{-6} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= 2.03 \times 10^9 \text{ [Bq]} \\&= \text{約 } 2.1 \times 10^{-3} \text{ [TBq]}\end{aligned}$$

ドライウエルのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{CsOH} + (M_I/M_{Cs}) \times (W_{Cs}/W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \\f_{Cs} &= 1.11 \times 10^{-2} \\&\quad + (18.1/237.6) \times (133/131) \times (2.62 \times 10^{-3} - 1.11 \times 10^{-2}) \\&= 1.05 \times 10^{-2}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs137} \times (1/DF) \\&= 1.05 \times 10^{-2} \times 3.22 \times 10^{17} \times (1/1000) \\&= 3.38 \times 10^{12} \text{ [Bq]} \\&= \text{約 } 3.4 \text{ [TBq]}\end{aligned}$$

同様に、30日間及び100日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

サブプレッション・チェンバのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 4.0 \times 10^{-3} \text{ TBq (30日間)}$$

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 6.5 \times 10^{-3} \text{ TBq (100日間)}$$

ドライウエルのラインを經由し、格納容器フィルタベント系を用いた場合

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 5.3 \text{ TBq (30日間)}$$

$$Cs-137 \text{ の放出量 (Bq)} = \text{約 } 5.4 \text{ TBq (100日間)}$$

表1 Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件

項目	評価条件	選定理由
運転時間 (h)	1 サイクル：10,000h (416 日) 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取替炉心の燃料装荷割合に基づく

表2 放出量評価条件

項目	評価条件	選定理由
炉内内蔵量 (Cs-137)	3.22×10^{17}	「単位熱出力あたりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」に「2,436MW (定格熱出力)」を乗じて算出
放出開始時間	事象発生から約 32 時間 (格納容器フィルタベント使用時)	MAAP 解析結果
格納容器内での除去効果	MAAP 解析に基づく (沈着, ドライウェルスプレイ及びサブプレッション・プールにおけるスクラビング)	MAAP のFP挙動モデル
格納容器内 pH 制御の効果	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
格納容器から原子炉建物への漏えい	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
格納容器フィルタベント系への放出割合	【S/Cベント】 Cs I 類： 3.51×10^{-6} Cs OH 類： 6.54×10^{-6} 【D/Wベント】 Cs I 類： 2.62×10^{-3} Cs OH 類： 1.11×10^{-2}	MAAP 解析結果
格納容器フィルタベント系における粒子状放射性物質の除去係数	粒子状物質：1,000	設計値に基づき設定

大破断LOCA時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について

大破断LOCA時における環境中へのセシウムの放出量の評価では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合としてMAAP解析結果を適用している。

原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465^{※1}においても整理されており、NUREG-1465で整理された値を使用することでも環境中へのセシウムの放出量を評価することができると考えられる。

以下では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合についてMAAP解析結果とNUREG-1465を比較し、MAAP解析結果の適用性を検討した。

※1 NUREG-1465では、NUREG-1150(米国の代表プラントのPRA)で検討されたすべての事故シーケンスについてレビューを行い、更にいくつかのシーケンスに対するソースタームコードパッケージ(STCP)やMELCORコードによる追加解析が行われて、ソースタームが検討されている(別表1参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象としている「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオと同様、炉心が溶融し原子炉圧力容器が低圧で破損する事故シーケンスである。

また、NUREG-1465では、当該文書中に示された原子炉格納容器への放出割合は、保守的に選ばれた損傷燃料からの放射性物質の初期放出を除いて、低圧での炉心溶融事故に関する保守的又は限界的な値を意図しているものではなく、代表的又は典型的な値を意図しているものとしている。

別表1 NUREG-1465で検討された事故シーケンス(BWR)

プラント	シーケンス	説明
Peach Bottom	TC1	ATWS(原子炉減圧なし)
	TC2	ATWS(原子炉減圧あり)
	TC3	TC2(ウェットウェルベントあり)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1(ベッセル破損時に格納容器破損)
	S2E1	LOCA(2"), ECCS及びADS不動作
	S2E2	S2E1、玄武岩系コンクリート
	V	格納容器外RHR配管破断
	TBUX	SBO(全DC電源喪失)
LaSalle	TB	SBO(後期格納容器破損)
Grand Gulf	TC	ATWS(早期格納容器破損によるECCS故障)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1、H ₂ 燃焼による格納容器破損
	TBS	SBO(ECCS不動作、原子炉減圧あり)
	TBR	TBS、ベッセル破損後のAC復旧

SBO	全交流電源喪失
RCP	原子炉冷却系ポンプ
ADS	自動減圧系
LOCA	冷却材喪失事故
RHR	残留熱除去系
ATWS	スクラム失敗

Station Blackout
Transients
LOCA
ATWS
Total Mean Core Damage Frequency: 4.5E-6
Peach Bottomの内の事象の炉心損傷頻度平均値の内訳(NUREG-1150)

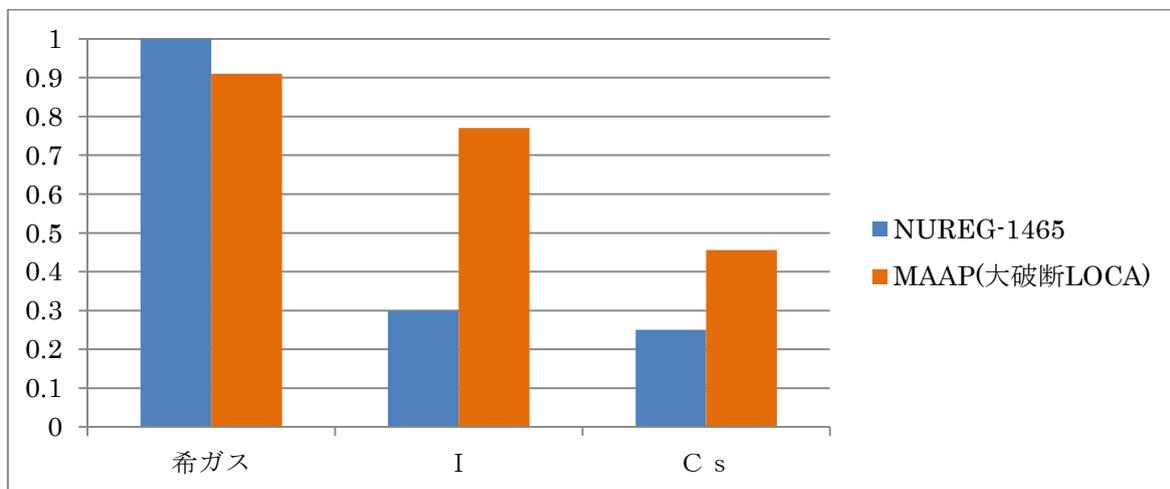
(1) NUREG-1465 との比較

放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について、NUREG-1465 に示された値（BWRプラント、Gap Release と Early In-Vessel の和）と、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果^{※2}を別図1に示す。

※2 放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合は、残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合と格納容器ベントを実施する場合とでほとんど同じMAAP解析結果となる。別図1では、格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のMAAP解析結果を代表として示した。

別図1より、セシウム及びヨウ素の原子炉格納容器内への放出割合については、MAAP解析とNUREG-1465 とともに数割程度となっており、MAAP解析結果の方が大きくなっている。また、希ガスについては両者に差はあまりなく、NUREG-1465 では全量、MAAP解析結果においてもほぼ全量となっている。

仮にセシウムの原子炉格納容器内への放出割合としてNUREG-1465 の値を参照した場合、セシウムの放出量として代表的又は典型的な値が評価されると考えられるが、本評価では、評価対象とする事故シナリオ「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオのMAAP解析結果が得られており、また、その値がNUREG-1465 と比べて大きいことから、MAAP解析結果を参照することは適切であると考えられる。



別図1 原子炉格納容器内への放出割合の比較（MAAP解析結果は格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功する場合のものを参照）

原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉棟の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉棟の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまで事象発生から 70 分かかると想定している。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建物内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりはほとんどないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉棟の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」に対し、格納容器ベントによって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、M A A P 解析上で原子炉格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。（添付資料 3.1.2.5 参照）

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5%/日 相当
- ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当

- (3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮する (DF = 10) ※¹。
- (4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限) , 非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回/日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建物原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF = 1)。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

※¹ 「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社, 東京電力ホールディングス株式会社, 中部電力株式会社, 北陸電力株式会社, 中国電力株式会社, 日本原子力発電株式会社, 電源開発株式会社, 2019 年 12 月

2. 評価結果

「格納容器フィルタベント系を用いて大気中へ放出される Cs-137」及び「原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価結果を表 1 に示す。

原子炉建物から大気中への Cs-137 の漏えい量 (約 1.4TBq) にサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系から大気への放出量 (約 2.1×10^{-3} TBq) を加えた場合の放出量は約 1.4TBq であり、評価項目である 100TBq を下回っている。なお、ドライウエルのラインを経由した場合の格納容器フィルタベント系から大気への放出量 (約 3.4TBq) を加えた場合でも約 4.8TBq であり、100TBq を下回っている。

また、事象発生 7 日間以降の影響について、原子炉建物から大気中への Cs-137 の漏えい量に格納容器フィルタベント系 (サプレッション・チェンバのライン経由) から大気中へ放出する Cs-137 の放出量を加えた場合の放出量は、事象発生 30 日間で約 1.5TBq、事象発生 100 日間で約 1.5TBq であり、いずれの場合においても 100TBq を下回っている。

表 1 大気中への放射性物質 (Cs-137) の放出量

(単位 : TBq)

	事象発生 7 日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
建物漏えい	約 1.4	約 1.5	約 1.5
ベント放出 ^{※1}	約 2.1×10^{-3} ^{※2} (約 3.4) ^{※3}	約 4.0×10^{-3} ^{※2} (約 5.3) ^{※3}	約 6.5×10^{-3} ^{※2} (約 5.4) ^{※3}
合計	約 1.4 ^{※2} (約 4.8) ^{※3}	約 1.5 ^{※2} (約 6.8) ^{※3}	約 1.5 ^{※2} (約 6.9) ^{※3}

※1 ベント放出量においては、保守的に格納容器からの漏えいをしない場合のMAAP解析により算出している。

※2 サプレッションチェンバのラインを経由した場合の評価結果

※3 ドライウェルのラインを経由した場合の評価結果

安定状態について（残留熱代替除去系を使用しない場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において残留熱代替除去系を使用しない場合における安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持でき，また，冷却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，安定停止状態が確立されたものとする。

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（残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系）により，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】

原子炉安定停止状態の確立について

低圧原子炉代替注水系（常設）による注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

炉心冷却を継続し，格納容器圧力 853kPa [gage] 到達までに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり，格納容器温度は 150℃ を下回り，原子炉格納容器安定状態が確立される。

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。

残留熱代替除去系又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行い，原子炉格納容器を隔離することによって，安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 原子炉格納容器除熱機能として残留熱代替除去系又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス注入（パージ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

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 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (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、炉心傾域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数) については、CORAM実験及びCORAM実験についての感度解析は、炉心溶融時間に対する感度は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水 (電源の確保含む) を行う手順となっており、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としてい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小さい。また、格納容器スプレイ操作については、炉心ヒートアップの感度解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数) については、CORAM実験及びCORAM実験についての感度解析は、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達
	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心の挙動モデル)	燃料被覆管酸化 (燃料被覆管酸化の促進) を想定し、反相的な厳しい振り幅ではあるが、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を確認した。	燃料被覆管酸化 (燃料被覆管酸化の促進) を想定し、反相的な厳しい振り幅ではあるが、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を確認した。	燃料被覆管酸化 (燃料被覆管酸化の促進) を想定し、反相的な厳しい振り幅ではあるが、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を確認した。	燃料被覆管酸化 (燃料被覆管酸化の促進) を想定し、反相的な厳しい振り幅ではあるが、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を確認した。
	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心ヒートアップ)	燃料被覆管変形	燃料被覆管変形	燃料被覆管変形	燃料被覆管変形
原子炉圧力容器	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	TQUSシナシケンス及び中破断LOCAシナシケンスに対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を行い、以下の傾向を確認した。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である。解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCSによる原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水 (電源の確保含む) を行う手順となっており、原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である。解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であり、注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉水位を操作開始の起点としている運転員等操作時間に与える影響は小さい。	
	気液分離 (水位変化) ・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	気液分離 (水位変化) ・対向流	気液分離 (水位変化) ・対向流	気液分離 (水位変化) ・対向流	気液分離 (水位変化) ・対向流
	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル (非常用炉心冷却系) 安全系モデル (代替注水設備)	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。	

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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））(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
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	HDR実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。 格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認しているが、BWRの原子炉格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認している。	HDR実験解析では区画によって格納容器雰囲気温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認しているが、BWRの原子炉格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認している。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		安全系モデル(格納容器スプレイ)安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは小さい。	運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSIF実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。
原子炉压力容器(炉心損傷後)	格納容器ベント	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。 MAAPコードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。	「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。
	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	・TMI事故解析における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した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQW、大破断LOCAシナシナケンスとともに、炉心溶融時刻、原子炉压力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	「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。
原子炉压力容器(炉心損傷後)	構造材との熱伝達				
	原子炉压力容器挙動	核分裂生成物(FP)挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、FP放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激なFP放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における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なるものと考えられる。	核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉压力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現でき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放出について急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心体系の模擬により急激な放出を示す結果が確認されたが、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なるものと考えられる。本評価シナシナケンスでは、炉心損傷後の原子炉压力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作時間には与える影響はない。	核分裂生成物(FP)挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により原子炉压力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現でき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放出について急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模な炉心体系の模擬により急激な放出を示す結果が確認されたが、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なるものと考えられる。本評価シナシナケンスでは、炉心損傷後の原子炉压力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作時間には与える影響はない。

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 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (3/3)

【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適正に評価できることを確認した。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは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適正に評価できることを確認している。本評価項目は、炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作時間等から、運転員等操作時間に与える影響はない。	核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは、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適正に評価できることが確認されている。したがってCs-137の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価項目は、事故シナリオにおける格納容器フィルタベント系による大気中へのCs-137の総放出量は、評価項目 (100TBqを下回っていること) に対して、サブレーション・チェンバのベントトラインを結んだ場合は、約 2.1×10^3 TBq (7日間)、ドライウェルのベントトラインを結んだ場合は約3.4TBq (7日間) であり、評価項目に対して余裕がある。

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
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (1/4)

項目	解析条件 (初期条件, 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と与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2,436MW	2,435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和され、最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	約6.77~ 6.79MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm) 下端から+83cm)	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm~約+85cm) (実績値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断LOCA発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約4mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、大破断LOCA発生後の原子炉水位の低下量は約8秒で通常運転水位-約4mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心毎	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度336Wd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなる。格納容器圧力及び温度上昇が速くなるが、格納容器プレイトにより抑制されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなる。格納容器圧力及び温度上昇が速くなるが、格納容器プレイトにより抑制されることから、運転員等操作時間に与える影響は大きい。
格納容器容積 (ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) 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い。
格納容器容積 (サブレーション・チェンバ)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) 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に与える影響
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (2/4)

項目	解析条件 (初期条件)		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	事故条件の不確かさ 最確条件			
真空破壊装置	3.43kPa (ドラライウェル ル・サープレッション ン・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドラライウェル ル・サープレッション・チェ ンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値	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。	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。
サブレーション ・プール水位	3.61m (NWL)	約3.59m～約3.63m (実測値)	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによりサブレーション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.02m分) の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによりサブレーション・プール水位低下分の熱容量は通常水位に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.02m分) の熱容量は約20m ³ 程度であり、その低下割合は通常時の約0.7%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブレーション ・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサブレーション・プール水温度の上限値として設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベントの操作開始が遅くなるが、その影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり、ベントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器圧力	5kPa [gage]	約5kPa [gage]～約7kPa [gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納圧力が初期ピーク値 (約640kPa [gage]) に達するまでの圧力上昇率 (平均) は1時間あたり約24kPa [gage] (約27時間) であり、約640kPa [gage] であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPa [gage] であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納圧力が初期ピーク値 (約640kPa [gage]) に達するまでの圧力上昇率 (平均) は1時間あたり約24kPa [gage] (約27時間) であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度 (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となり、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	31℃以下 (実測値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響するが、スプレイ間隔は格納容器圧力に依存していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度上昇に対する影響は小さい。また、格納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなり、格納容器フィルター系の操作開始時間が遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の容量	7,740m ³	7,740m ³ 以上 (合計貯水量)	低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。	—
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料が枯渇しないことから、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
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (3/4)

項目	解析条件 (初期条件, 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 再循環配管 (出口ノズル) の破断	—	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順 (速やかに注水手段を準備すること) に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 (添付資料 3.1.2.7)	Excessive LOCA を考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、格納容器圧力は853kPa [gage]を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料3.1.2.7)
事故条件 安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	—	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定	—	—
外部電源	外部電源なし	—	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態であるLOCAに全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の差動は低く推移することから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	仮に、外部電源がある場合は、注水開始時間が早くなり、格納容器圧力・温度の差動は低く推移することから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度による影響が軽微であることから考慮していない	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展に与える影響はない。 (添付資料 3.1.2.7)	解析条件と最確条件は同様であり、事象進展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
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (4/4)

項目	解析条件 (初期条件, 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			
機器条件	原子炉スクラム信号	事故発生と同時に原子炉スクラム	事故発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	主蒸気隔離弁	事故発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が速くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が速くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	再循環ポンプ	事故発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
	低圧原子炉代替注水系 (常設)	最大250m ³ /hで注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合 (注水時性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の流として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合 (注水時性の保守性)、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。
	格納容器フィルタバント系	格納容器圧力 427kPa [gage] における最大排出流量9.8kg/s に対して、第1弁を全開操作にて、格納容器除熱	格納容器フィルタバント系の設計値として設定	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であり、事象進展に与える影響はない。

表3 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（1/3）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
<p>常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系の電源切替操作は、所定時間 20 分程度を要する。また、格納容器への Cs 放出量に与える影響は、格納容器の圧力上昇及び温度の上昇に大きな差異はないことと見られる。</p> <p>【他の並列操作の有無】 上記のとおり、原子炉注水までに行う操作は並列操作となるが、それを加味して操作所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【運転員の確実さ】 運転員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため 2 人 1 組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は、操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>【認知】 中央制御室内にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、常設代替交流電源設備を起動し、原子炉注水手段が確保されていないことを確認した場合は低圧原子炉代替注水系（常設）による注水準備をする手順としている。この全交流動力電源喪失等の認知に係る時間として 10 分間を想定している。そのため、認知遅れ等により操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 低圧原子炉代替注水系（常設）による注水のために、中央制御室および現場にて常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を行う運転員が配置されている。現場にて注水系の電源切替操作を行う運転員はそれぞれ操作を行っている期間、他の操作を担当していない。このため、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水準備として、中央制御室にて常設代替交流電源設備の起動、受電、漏えい箇所隔離操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成をしたのち、注水弁の操作を行う。この間、現場にて注水弁の電源切替を行う。</p> <p>・中央制御室における常設代替交流電源設備の起動、受電に 10 分程度、漏えい箇所隔離操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を 10 分程度と想定。</p> <p>・現場にて行う注水弁の電源切替操作を 20 分程度と想定。</p> <p>現場にて行う電源切替操作は、常設代替交流電源設備の起動、受電後行う操作であるが、中央制御室での漏えい箇所隔離操作及び低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成と並行して行える操作であり、また、操作時間が短いことから本操作により中央制御室での操作所要時間が影響を受けることはない。</p> <p>よって、認知時間及び操作所要時間を考慮して、事象発生から 30 分後に原子炉注水を開始することとしている。</p>	<p>事象発生 30 分後</p>	<p>全交流動力電源喪失等を確認するが、事象判断の時間を考慮して、事象発生から 10 分後に開始し、操作時間は 20 分間として設定</p>	<p>早期の電源回復不可の判断、常設代替交流電源設備の起動、受電操作、低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成を、実態の運転操作時間に基づき解析を想定していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>実態の操作開始時間に基き解析上の想定時間を設定している。実態の操作開始時間より早くも原子炉水位の回復性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>事象発生から 60 分後（操作開始時間の 30 分程度）までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の開始できれば、評価項目を満足する結果となり、時間余裕がある。なお、格納容器ベント時における Cs 放出量については、燃料損傷の程度に比べて格納容器ベント開始時間にはほぼ同じであるため、放出量に与える影響は小さい。（添付資料 3.1.3.7）</p>	<p>解析上は作業成立性を踏まえ事象発生から 30 分後としており、このうち、注水弁の電源切替操作は、所要時間 20 分程度を要する。また、格納容器への Cs 放出量に与える影響は、格納容器の圧力上昇及び温度の上昇に大きな差異はないことと見られる。</p> <p>【他の並列操作の有無】 上記のとおり、原子炉注水までに行う操作は並列操作となるが、それを加味して操作所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【運転員の確実さ】 運転員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため 2 人 1 組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は、操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>

表3 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））(2/3)

項目	解析条件 操作開始 時間	解析条件 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	操作時 間余裕	訓練実績等
低圧原子炉代替注水槽への水補給	事象発生から2時間30分後	低圧原子炉代替注水槽への水補給は解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業作業成立性を踏まえ設定	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後から開始としているが、低圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧原子炉代替注水槽の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから十分な時間余裕がある。	-	-	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間30分後としており、このうち、輪谷貯水槽から低圧原子炉代替注水槽への補給の系統構成は、所要時間2時間10分想定のとおり、訓練実績では約1時間41分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
低圧原子炉代替注水槽への大量送水車等への燃料補給	事象発生から2時間50分後	大量送水車等への燃料補給は解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業作業成立性を踏まえ設定	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から2時間50分後から開始としているが、低圧原子炉代替注水槽の水源枯渇までに実施すれば良い作業であり、低圧原子炉代替注水槽の保有水のみで事象発生から約21時間後まで注水可能であることから十分な時間余裕がある。	-	-	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から約2時間50分後としており、このうち、大量送水車への給油作業は、所要時間2時間30分想定のとおり、訓練実績では約2時間12分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
格納容器代替レイ系（可搬型）による格納容器圧力640kPa[gage]到達時（約27時間）	格納容器圧力640kPa[gage]到達時（約27時間）	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定	<p>【認知】格納容器代替レイ系（可搬型）による格納容器圧力の上昇は緩慢であり、継続監視していることから、操作開始の起点である格納容器圧力640kPa[gage]到達時点で速やかに操作を実施可能であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>【移動・操作所要時間】現場での格納容器代替レイ系（可搬型）による注水準備操作は、格納容器圧力640kPa[gage]到達を確認し、中央制御室での弁操作を行うことにより注水を開始することとなる。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】現場にて緊急時対策要員（現場）が格納容器代替レイ系（可搬型）による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行ったのち、中央制御室にて運転員が弁操作を行うことにより注水は開始される。当該操作を行う運転員（現場）に注水開始時に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】緊急時対策要員（現場）の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	実態の操作開始時間は想定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器代替レイ系（可搬型）による注水準備操作は、格納容器圧力640kPa[gage]到達時（約27時間）より、準備時間が確保できるとから時間余裕がある。	訓練実績等より、格納容器代替レイ系による注水準備操作に要する時間は約1時間41分である。想定で意図している作業実施可能なことを確認した。

表 3 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（素因気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））(3/3)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
格納容器 フィルタ ベント系 格納容器除 熱操作	サブレーション・ブール水位が約 1.3m (真空破壊装置下端-0.45m) 到達から 10 分後	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定	操作の不確かさ要因 操作の不確かさ要因	サブレーション・ブール水位が通常水位から約 1.3m に到達するのは、事象発生から約 32 時間後である。また、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり、格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されていることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、サブレーション・ブール水位が通常水位+約 1.3m に到達時に確実に原子炉格納容器除熱操作をすることが可能であるため、操作開始時間に与える影響は小さい。ことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間が遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	ベント開始は事象発生から約 32 時間後の操作であり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。	訓練実績等より、中央制御室における格納容器ベント準備操作は操作スイッチによる 1 弁の操作に約 8 分の操作時間を、格納容器ベント操作は操作スイッチによる 1 弁の操作に約 3 分の操作時間を要した。また、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場操作にて対応するが、運転員（現場）の遠隔手動弁操作機構を用いた第 1 弁の手動操作は、移動時間を含め約 1 時間 9 分で完了する見込みを得た。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

注水操作が遅れる場合の影響について

1. はじめに

評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」では、大破断LOCA時に非常用炉心冷却系等の機能及び全交流動力電源が喪失するため、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位低下により炉心は露出し、事象発生約5分後に燃料被覆管の最高温度は1,000K（約727℃）に到達し、炉心損傷が開始する。有効性評価では、事象発生から30分経過した時点で、常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心は再冠水する評価結果となっている。

本事象進展について、運転員による原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。

2. 評価項目への影響

操作遅れを想定し、注水開始時間を有効性評価における設定よりも30分遅延（事象発生60分後に原子炉注水を開始）した場合について、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。

(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響

原子炉圧力容器の健全性の観点から、炉心内でのデブリの移行（リロケーション）*の発生有無を評価した。表1に感度解析の評価結果を示す。また、操作30分遅れのケースの原子炉水位及び注水流量の推移を図1、2に示す。

操作30分遅れの場合においても、損傷炉心は炉心位置に保持され、リロケーションは発生しないことから、原子炉圧力容器の健全性は確保される。

※ここで言うリロケーションとは、炉心損傷後、熔融炉心が炉心下部プレナムに移行した状態を指す。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から、格納容器スプレイ開始時間及び格納容器ベント開始時間を評価した。表2に感度解析の評価結果を示す。また、操作30分遅れケースにおける格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3、4に示す。

操作30分遅れの場合においても、原子炉注水開始の遅れに伴い格納容器スプレイの開始時間は遅くなるが、図3、4に示すとおり、格納容器スプレイ開始後は原子炉格納容器の圧力及び温度は制御される。また、操作30分遅れの場合においても、サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達する時間は、約34時間後であり、格納容器圧力及び温度の上昇傾向への影響はほぼない。

3. まとめ

操作 30 分遅れの場合においても、有効性評価のケースと同様に、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって、原子炉注水操作は、有効性の確認された申請解析ケースに対して 30 分程度の遅れの余裕がある。

表 1 原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価のケース (事象発生 30 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)
操作 30 分遅れのケース (事象発生 60 分後に原子炉注水開始)	炉心位置に保持 (リロケーションは発生しない)

表 2 格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

ケース	格納容器代替 スプレイ開始時間	格納容器ベント開始時間 (サブプレッション・プール水位 が通常水位+約 1.3m 到達)
有効性評価ケース (事象発生 30 分後に原 子炉注水開始)	約 27 時間後	約 32 時間後
操作 30 分遅れのケース (事象発生 60 分後に原 子炉注水開始)	約 29 時間後	約 34 時間後

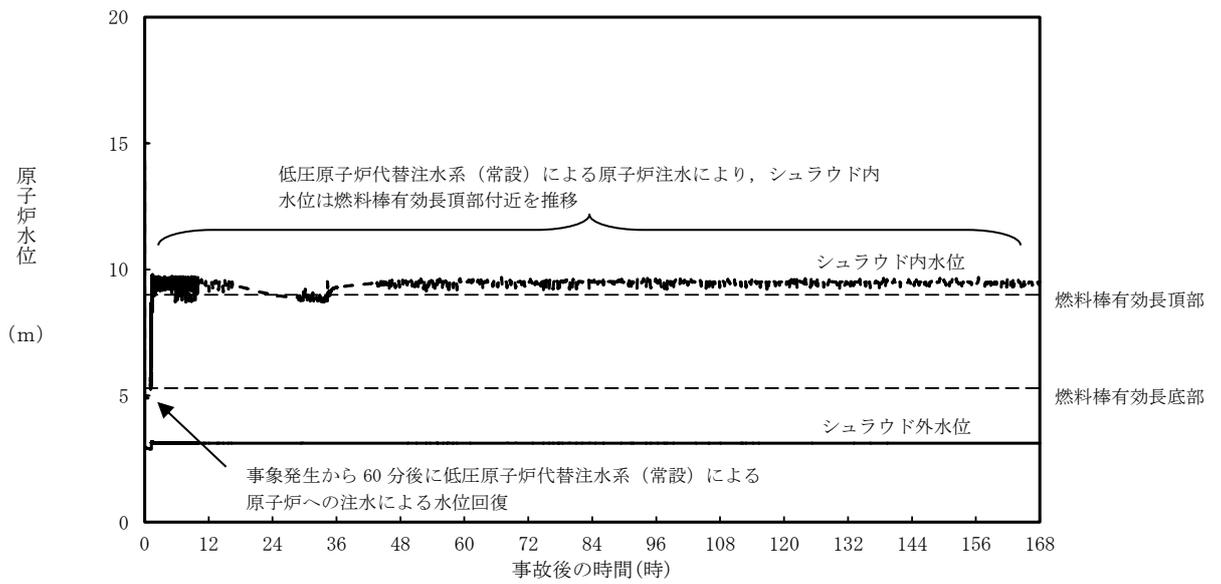


図 1 操作 30 分遅れのケースにおける原子炉水位の推移

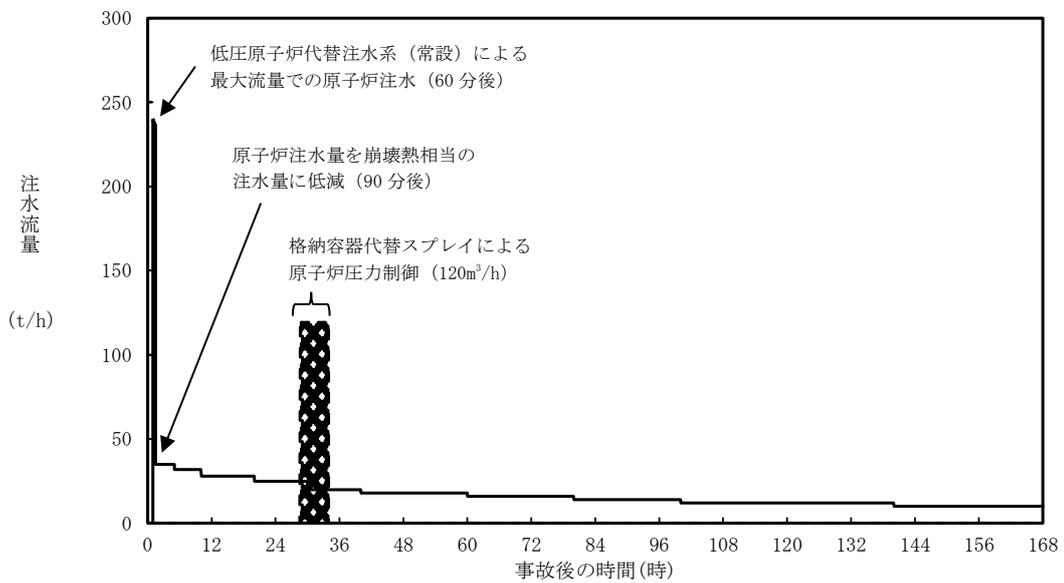


図 2 操作 30 分遅れのケースにおける注水流量の推移

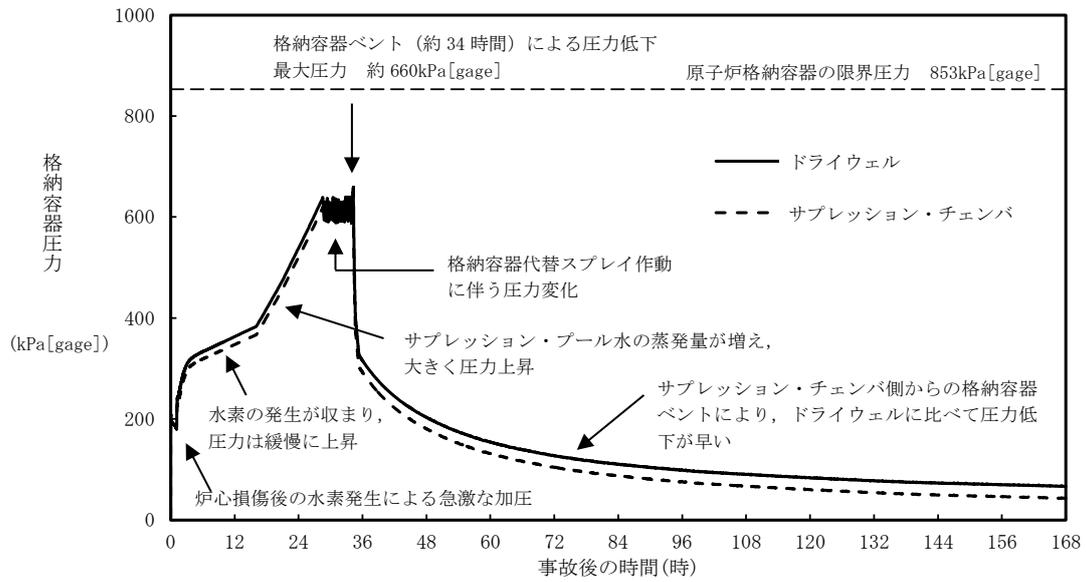


図3 操作30分遅れのケースにおける格納容器圧力の推移

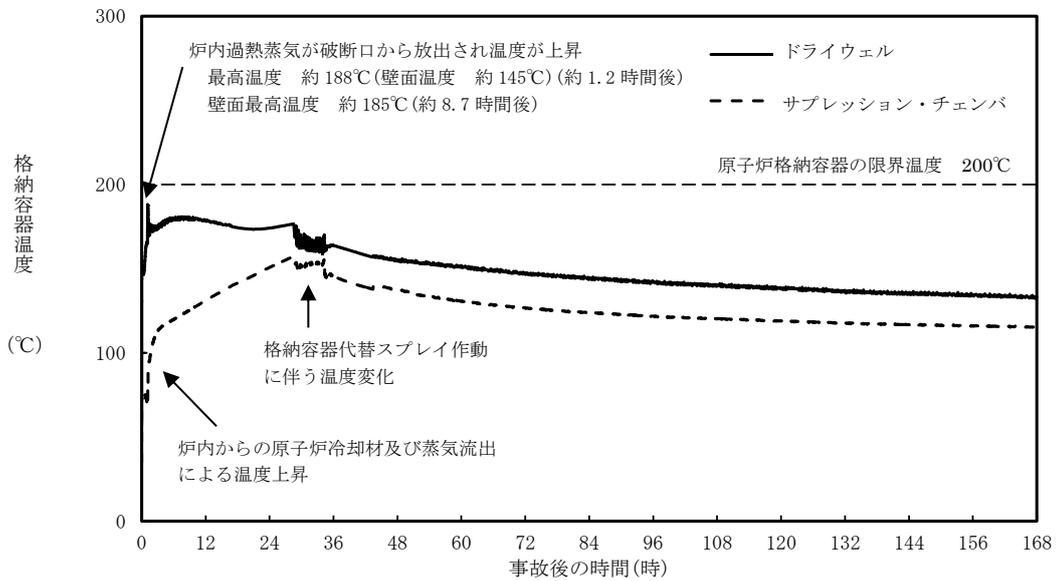


図4 操作30分遅れのケースにおける格納容器温度の推移

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作開始を 限界圧力接近時とした場合の影響

1. はじめに

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、事象発生約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達する。手順上、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達により格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施することから、第 1 弁の中央制御室からの遠隔操作にかかる時間を踏まえ、サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）到達から 10 分後に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施している。

ここでは、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを以下のとおり確認した。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほかの評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。

- ・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に接近した場合に実施する。

3. 評価結果

図 1 から図 3 に格納容器圧力、格納容器温度及びサプレッション・プール水位の推移を示す。

事象発生約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m（真空破壊装置下端－0.45m）に到達し、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇する。その後、事象発生約 35 時間後に格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に接近したときに、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施することで格納容器圧力は低下するため、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 853kPa[gage]を超えない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は約 197℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、図 3 のサプレッション・プール水位の推移は、格納容器ベント実施後のベントクリア（ダウンカマ部からサプレッション・チェンバへの水の移行）及びサプレッション・チェンバ圧力の低下による体積膨張によるサプレッション・プール水位上昇を考慮した結果となっており、サプレッション・プール水位は最大で約 5.03m となる。

以上により、格納容器圧力が限界圧力 853kPa[gage]に近接した場合に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作を実施しても、格納容器過圧及び過温破損にかかる評価項目が判断基準を満足することを確認した。

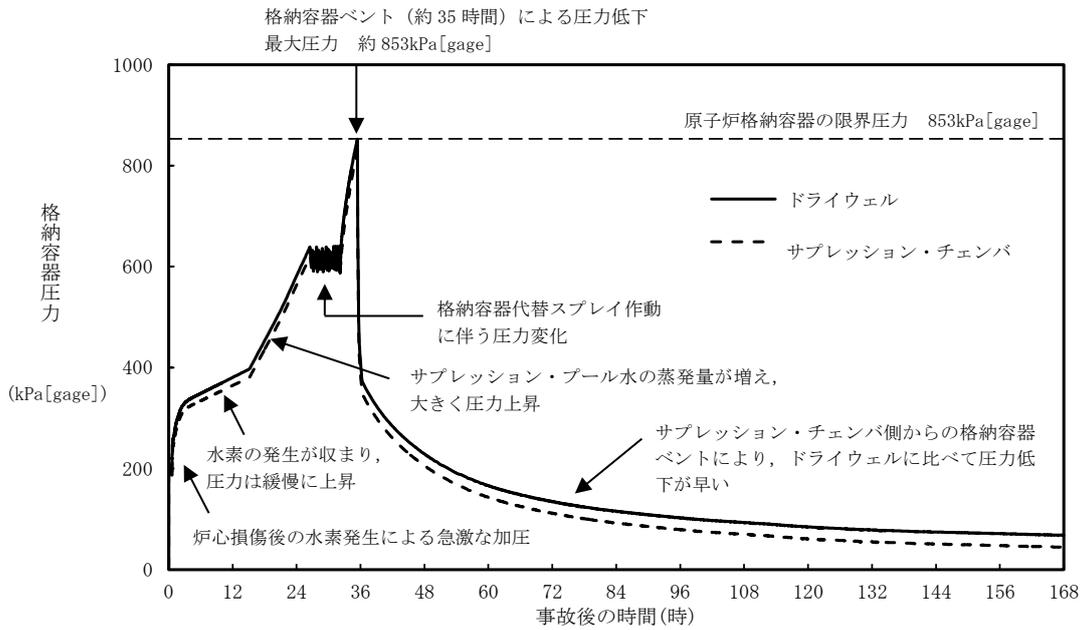


図1 格納容器圧力の推移

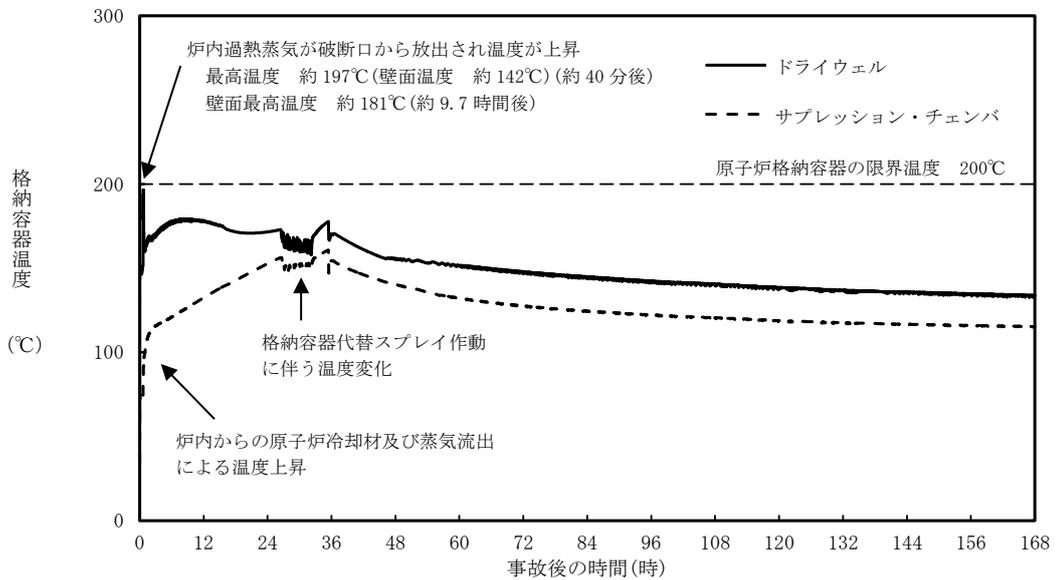


図2 格納容器温度の推移

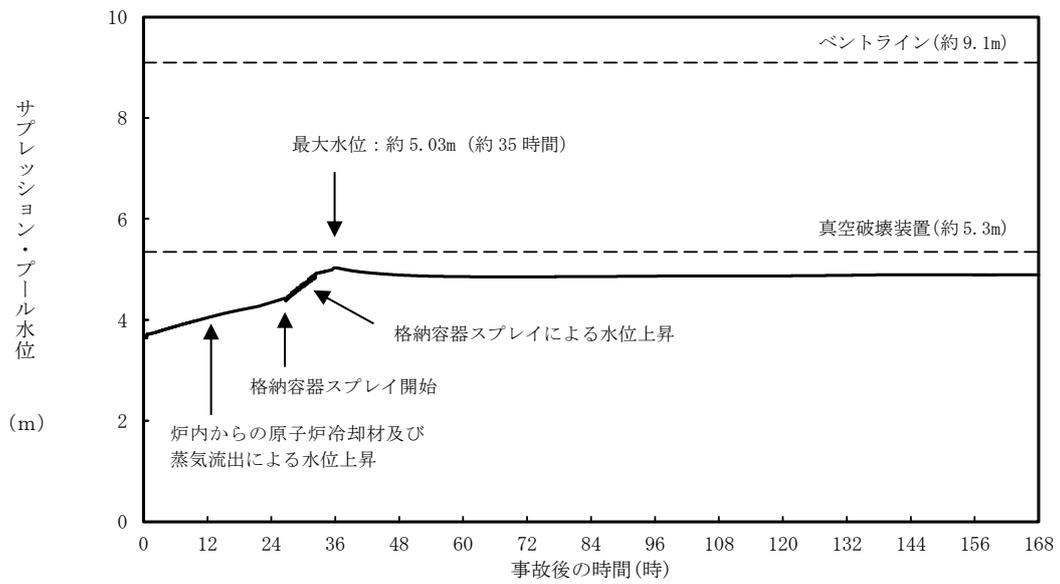


図3 サプレッション・プール水位の推移

7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（残留熱代替除去系を使用しない場合）

○水源

低圧原子炉代替注水槽：約 740m³

輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）※：約 7,000 m³（約 3,500m³ × 2）

※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後，最大流量（250m³/h）で注水する。

冠水後は，崩壊熱に応じた注水量で注水する。

②輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）から低圧原子炉代替注水槽への移送

事象発生 2 時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で

低圧原子炉代替注水槽へ移送する。

③格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ

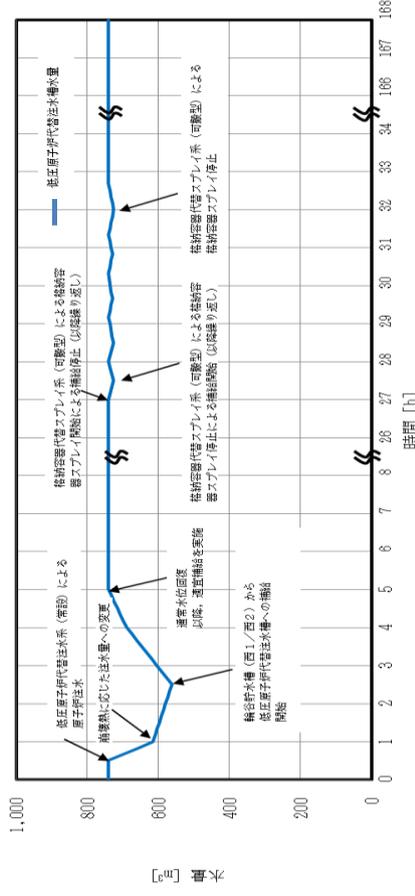
事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じ，120 m³/h で間欠運転を実施。

○時間評価（右上図）

事象発生後から 2 時間 30 分までは低圧原子炉代替注水槽を水源として原子炉注水を実施するため，低圧原子炉代替注水槽水量は減少する。事象発生 2 時間 30 分後から低圧原子炉代替注水槽への補給を開始するため水量は回復する。事象発生 27 時間後から格納容器圧力に応じた格納容器スプレイを実施するため，低圧原子炉代替注水槽への移送を一旦停止するが，格納容器スプレイは間欠運転であるため，格納容器スプレイ停止後は低圧原子炉代替注水槽への移送を再開し，以降，安定して冷却が可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。また，7 日間の対応を考慮すると，約 3,200m³ 必要となる。低圧原子炉代替注水槽に約 740m³ 及び輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）に約 7,000m³ の水を保有することから，必要水量は確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。



7日間における燃料の対応について
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

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

時系列	合計	判定
大量送水車 1台起動 $0.0677\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 11.3736\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 65m^3	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約 730m^3 であり、7日間対応可能
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
ガスタービン発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 352m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

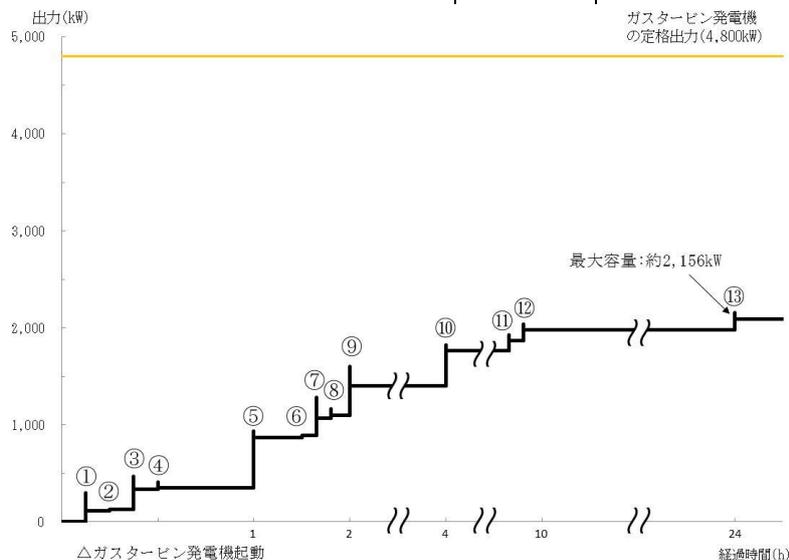
常設代替交流電源設備の負荷
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機

定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷 (自動投入負荷)	約 18	約 129	約 129
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210	約 471	約 339
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15	約 409	約 354
⑤	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系, モニタリング・ポスト他 (D系高圧母線自動投入負荷)	約 518	約 938	約 872
⑥	格納容器水素濃度 (S A), 格納容器酸素濃度 (S A) 監視設備	約 20	約 892	約 892
⑦	B-中央制御室送風機	約 180	約 1,287	約 1,072
⑧	B-中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 1,164	約 1,102
⑨	B-中央制御室冷凍機	約 300	約 1,604	約 1,402
⑩	充電器, 非常用照明, 非常用ガス処理系他 (C系高圧母線自動投入負荷)	約 359	約 1,823	約 1,761
⑪	A-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 1,931	約 1,871
⑫	B-淡水ポンプ (移動式代替熱交換設備)	約 110	約 2,041	約 1,981
⑬	B-燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 2,156	約 2,091



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.2.1 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUX，長期TB，TBU及びTBDである。

(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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素ガス等が急速に放出され，原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより，急速に格納容器圧力が上昇する等，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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，溶融炉心，水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため，原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧を実施することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。

また，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに，格納容器代替スプレイ系（可搬型）によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は，コリウムシールド及びペデスタル代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後，残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに，原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって，原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

なお，本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して，原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容器が損傷し，溶融炉心，水蒸気，水素ガス等が急速に放出され，原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することに対して，原子炉減圧を可能とするため，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。

また，原子炉圧力容器破損前における格納容器温度の上昇を抑制し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の環境条件を緩和する観点から格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却手段を整備し，原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から，残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段並びに格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

さらに，長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から，可

搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備する。

なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応を含めた重大事故等対策の概要を以下の a. から k. に示すとともに、a. から k. の重大事故等対策についての設備と手順の関係を第 3.2.1-1 表に示す。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は以下の a. から f. 及び h. である。

本格納容器破損モードの防止及びそれ以降の一連の対応も含めた重大事故等対策の概略系統図を第 3.2.1-1(1) 図から第 3.2.1-1(4) 図に、対応手順の概要を第 3.2.1-2 図に示す。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は、第 3.2.1-1(1) 図及び第 3.2.1-1(2) 図である。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 31 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直長 1 名、当直副長 1 名、運転操作対応を行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名、緊急時対策要員（現場）は 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.2.1-3 図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、31 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム確認

運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域計装である。

b. 高圧・低圧注水機能喪失確認

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続けるが、すべての非常用炉心冷却系等が機能喪失^{※1}していることを確認する。

非常用炉心冷却系等の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各ポンプの出口流量等である。

※1 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができない場合を想定。

c. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備

外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ディーゼル発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。

中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。準備完了後、常設代替交流電源設備を起動し、S A低圧母線に給電する。

d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

原子炉水位の低下が継続し、燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A）、原子炉圧力及び原子炉圧力（S A）である。

原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。

e. 炉心損傷確認

原子炉水位が更に低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、ドライウエル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）である。

また、炉心損傷判断後は、原子炉格納容器内のpH制御のため薬品注入の準備を行う。サプレッション・チェンバのプール水のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素の生成が抑制され、その結果、有機よう素の生成についても抑制される。これにより、環境中への有機よう素の放出量を低減させることができる。なお、有効性評価においては、pH制御には期待しない。

f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動

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ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備は、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）である。

g. 原子炉格納容器下部への注水

原子炉への注水手段がないため、炉心が溶融して炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。

炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器温度（S A）である。

原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて格納容器代替スプレイ系

(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水^{※2}を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため、ペDESTAL水位が2.4m(注水量約225m³)に到達していることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

原子炉格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、格納容器代替スプレイ流量及びペDESTAL水位である。

※2 原子炉格納容器下部注水を格納容器代替スプレイ系(可搬型)にて実施することにより、原子炉格納容器内の温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和する効果がある。

なお、本操作に期待しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部破損に至るまでの間、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)は原子炉減圧機能を維持できる。

h. 原子炉圧力容器破損確認

原子炉圧力容器破損を直接確認する計装設備はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。

原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した場合には、原子炉圧力容器破損を速やかに判断するためにペDESTAL水温度等を継続監視する。

ペDESTAL水温度の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウェル圧力の急激な上昇、原子炉格納容器下部の雰囲気温度の急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉圧力容器破損を判断する。

これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が0.25MPa[gage]以下であること及び原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。

原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は、ペDESTAL水温度(SA)等である。

i. 溶融炉心への注水

溶融炉心の冷却を維持するため、原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水を崩壊熱相当に余裕を見た流量にて継続して行う。

ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部注水を確認するために必要な計装設備は、ペDESTAL代替注水流量等である。

ペDESTAL代替注水系(可搬型)により溶融炉心の冷却が継続して行われていることは、ペDESTAL代替注水流量のほか、ペDESTAL水位によっても確認することができるが、原子炉圧力容器破損時の影響により、ペDESTAL水位による監視ができない場合であっても、以下の条件の一部又はすべてから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- 原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ドライウェルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること

- ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること
これらは、短時間ではなく数時間の推移を確認する。
- j. 残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱
原子炉補機代替冷却系の準備及び残留熱代替除去系の運転の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。残留熱代替除去系の循環流量は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて格納容器スプレイ弁を中央制御室から遠隔操作することで、格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部注水を実施する。
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量、ドライウエル圧力（SA）、サプレッション・プール水温度（SA）等である。
- k. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入
残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を確認するために必要な計装設備は、格納容器酸素濃度（SA）である。

3.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUXとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持される「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」である。

本評価事故シーケンスは「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の格納容器破損防止対策の有効性を評価するためのシーケンスであることから、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。このため、前提とする事故条件として、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系等）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含むすべての原子炉注水機能が使用できないものと仮定した。また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を確認する観点から、原子炉圧力容器破損に至る前提とした。

仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には、原子炉圧力容器が破損するまでの時間の遅れや原子炉格納容器下部への落下量の抑制等、事象進展の緩和に期待できると考えられるが、本評価の前提とする事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守的な条件である。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、格納容器過圧・過温破損の観点については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事故初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また、本格納容器破損モードを評価する上では、原子炉圧力容器が高圧の状態に破損に至る事故シーケンスを選定することから、LOCAをプラント損傷状態とする事故シーケンスは、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスには適さない。

本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに示される、炉心損傷前に原子炉減圧に失敗し、炉心損傷後に再度原子炉減圧を試みる状況としては、炉心損傷前の段階で非常用炉心冷却系である残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系のみならず、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系（常設）等を含むすべての低圧注水機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した代替自動減圧機能が作動せず、すべての低圧注水機能が失われている場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心損傷に至る状況が考えられる。

手順上、すべての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時点までは原子炉を減圧しない。この原子炉減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料棒有効長頂部以下となった場合、原子炉減圧を遅らせた方が、原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損に至る時間を遅らせることができる一方で、ジルコニウム-水反応等が著しくなる前に原子炉を減圧することで水素ガスの発生量を抑えられることを考慮して設定したものである。また、代替自動減圧機能は残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系の起動が作動条件の1つであるため、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系が失われている状況では作動しない。

これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えてすべての低圧注水機能も失われている状況を想定した。

なお、この評価事故シーケンスへの対応及び事象進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事象進展と同じものとなる。

本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとしており、異なるプラント状態を選定している。TQUXとTQUVでは喪失する設計基準事故対処設備が異なり、原子炉減圧について、TQUVでは設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能に期待し、TQUXでは重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能に期待する点が異なる。手順に従う場合、TQUVでは原子炉減圧機能は維持されているが低圧注水機能を喪失しているため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作によって原子炉を減圧することとなる。また、TQUXは高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に進展し得るとして選定したプラント損傷状態であ

るが、重大事故等対処設備としての逃がし安全弁（自動減圧機能付き）に期待し、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作によって原子炉を減圧することにより、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

以上のとおり、どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子炉減圧までの対応は同じとなり、運転員等操作時間やパラメータの変化も同じとなる。また、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、1つの評価事故シーケンスへの一連の対応の中で各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、原子炉圧力容器における冷却材放出（臨界流・差圧流）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、原子炉圧力容器内 F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達）、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード M A A P により原子炉圧力等の過渡応答を求める。

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に対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 3. 2. 2-1 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失^{※3}を想定する。

また、非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

さらに重大事故等対処設備による原子炉注水にも期待しない^{※4}ものとする。

※3 逃がし安全弁（逃がし弁機能）は健全だが、自動減圧機能作動条件

(低圧ECCSポンプ運転)を満たしていないため、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)は作動しない。

※4 低圧原子炉代替注水弁(残留熱除去系注入弁)制御不能による低圧原子炉代替注水系機能喪失を想定。ペDESTAL代替注水系(可搬型)等、大量送水車を用いた原子炉注水以外の緩和機能には期待する。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

電源復旧のための対応時間を厳しく見積もるため、全交流動力電源喪失を想定する。

(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響

原子炉圧力を厳しく評価するため、高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は、考慮しないものとする。

(e) 水素ガス及び酸素ガスの発生

水素ガスの発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コンクリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生を考慮していない。このため、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は「3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価するものとし「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にてその影響を確認する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 逃がし安全弁

逃がし安全弁(逃がし弁機能)にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁(自動減圧機能付き)2個を使用するものとし、容量として、1個当たり定格主蒸気流量の約8%を処理するものとする。

(e) 格納容器代替スプレイ系(可搬型)

原子炉圧力容器破損前に、格納容器代替スプレイ系(可搬型)により120m³/hで原子炉格納容器内にスプレイし、ペDESTAL水位が2.4mに到達するまで水張りを実施するものとする。

(f) ペDESTAL代替注水系(可搬型)

原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、ペDESTAL代替注水系(可搬型)により崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を行うものとする。

(g) 残留熱代替除去系

残留熱代替除去系により循環流量120m³/hにて原子炉格納容器内に連続スプレイを実施する。

(h) 原子炉補機代替冷却系

残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量は、残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量 $120\text{m}^3/\text{h}$ とした場合の熱交換器の設計性能に基づき約 6MW (サブプレッション・プール水温度 100°C 、海水温度 30°C において) とする。

(i) 可搬式窒素供給装置

可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素注入は、ガス温度 35°C 、純度 $99.9\text{vol}\%$ にて $100\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ (窒素 $99.9\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ 及び酸素 $0.1\text{m}^3/\text{h}[\text{normal}]$) で原子炉格納容器内に注入する。

(j) コリウムシールド

材料は、熔融炉心のドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ (以下「ドライウェルサンプ」という。) への流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定する。侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、 $2,100^\circ\text{C}$ を設定する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 原子炉急速減圧操作は、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能 (非常用炉心冷却系等) のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含むすべての原子炉注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 20% 上の位置に到達した時点で開始する。

(b) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器破損前の初期水張り) は、原子炉圧力容器下鏡温度が 300°C に到達したことを確認して開始し、ペデスタル水位が 2.4m (注水量約 225m^3) に到達したことを確認した場合に停止する。

(c) ペデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器破損後の注水) は、原子炉圧力容器破損を確認した場合に開始する。

(d) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作は、原子炉補機代替冷却系の準備時間等を考慮し、事象発生から 10 時間後から開始するものとする。

(e) 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入操作は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間等を考慮し、 12 時間後からドライウェル内へ窒素注入を開始する。

(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量の評価) の条件

a. 事象発生直前まで、定格出力の 100% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 $1/4$ ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 $50,000$ 時間とする。

b. 残留熱代替除去系を用いた場合の環境中への総放出量の評価においては、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{*5}されるものとする。

※5 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コードMAAP の評価結果の方がNUREG-1465 より大きく算出する。

- c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、格納容器スプレイやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去効果を考慮する。
- d. 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。
- (a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから、原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果(D F =10)を考慮する。
 - (b) 非常用ガス処理系による原子炉建物原子炉棟の設計負圧が維持されていることを想定し、設計換気率1回/日相当を考慮する。なお、非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去効果については、期待しないものとする。
 - (c) 原子炉建物内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料3.2.3)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内外水位)、格納容器圧力、格納容器温度、サプレッション・プール水位及び注水流量の推移を第3.2.2-1(1)図から第3.2.2-1(6)図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、すべての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系等)が機能喪失し、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用出来ないものと仮定することから、原子炉水位は急速に低下する。原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点(事象発生から約1.0時間後)で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁(自動減圧機能付き)2個を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。水位低下により炉心が露出し、事象発生から約1.1時間後に炉心損傷に至る。原子炉減圧後の低圧原子炉代替注水系(常設)等による原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約5.4時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から約3.1時間後、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で、格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器下部への水張りを開始する。格納容器代替スプレイ系(可搬型)による注水流量を120m³/hとし、約1.9時間の注水を実施することでペDESTAL水位2.4m分の水量を確保し、事象発生から約5.0時間後に原子炉格納容器下部への水張りを停止する。

原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTAL水位 2.4m の水中に落下する際に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱が起これ、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇が生じる。

溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に崩壊熱相当に余裕を見た流量の注水を継続的に行い、溶融炉心を冷却する。

崩壊熱が原子炉格納容器内に蒸気として放出されるため、格納容器圧力は急激に上昇するものの、格納容器スプレイの実施基準には到達しない。

事象発生から 10 時間が経過した時点で、原子炉補機代替冷却系による残留熱代替除去系の運転を開始する。残留熱代替除去系により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制され、その後、徐々に低下するとともに、原子炉格納容器下部の溶融炉心は安定的に冷却される。

また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の開始後は、ドライウエル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から 12 時間後に、可搬式窒素供給装置を用いたドライウエルへの窒素供給を実施することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇が抑制されるとともに、窒素供給を実施している期間においては格納容器圧力の低下が抑制される。

なお、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器の破損までは、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）によって原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を通過してサブプレッション・チェンバへ放出される高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）は確実に開状態を維持することが可能である。

(添付資料3.2.1)

b. 評価項目等

原子炉圧力容器破損直前の原子炉圧力は約 0.1MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]以下に低減されている。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)の評価項目について、原子炉圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の評価項目については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 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。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

ここで、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の

評価項目については、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建物への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着すると考えられるためである。原子炉建物内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 0.56TBq（7日間）となり、100TBq を下回る。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約0.57TBq（30日間）及び約0.58TBq（100日間）であり、100TBqを下回る。

（添付資料3.5.1, 3.2.2, 3.2.3）

3.2.3 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「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系等）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含むすべての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉急速減圧操作及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、熔融炉心落下流量、熔融ジェット径、熔融炉心粒子化割合、冷却材とデブリ粒子の伝熱、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、熔融炉心と上面水プールとの伝熱、熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達、原子炉圧力容器破損判定が挙げられる。

これらの不確かさに対して、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、熔融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径、ジルコニウム-水反応速度、限界熱流束に係る係数、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数、溶接部破損時の最大ひずみを変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

また、原子炉水位を監視し、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に達した時点で原子炉急速減圧を行うといった、徴候を捉えた対応を図ることによって、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行が発生する前に速やかに2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モードにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりで

あり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナリオでは、重大事故等対処設備を含むすべての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度等を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であることから、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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る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圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとし

て、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器内FCI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压力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達した時点での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）に係る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压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損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。

(添付資料3.2.4)

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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間への感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点での運転員等操作による原子炉急速減圧によって原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に低減し、原子炉压力容器破損時の原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持しているため、運転員等操作時間に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異であり、原子炉急速減圧操作後に原子炉圧力は速やかに低下することから、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圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）の不確かさとして、下部プレナムでの熔融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器が破損する前に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、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圧力容器における原子炉圧力容器破損不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約5.4時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.2.4)

(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3.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順（原子炉水位に応じて急速減圧を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じて原子炉格納容器下部への注水

操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

（添付資料3.2.4）

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損も遅くなり、原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位及び炉心流量は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.2.4）

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

操作条件の原子炉急速減圧操作は、解析上の操作時間として原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達時（事象発生から約1.0時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達するまでに事象発生から約1.0時間の時間余裕があり、また、原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う作業であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作開始時間として原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでには事象発生から約3.1時間の時間余裕がある。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作

は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料3.2.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉急速減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.2.4)

(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。

操作条件の原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 5.4 時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。

(添付資料3.2.4)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.2.4 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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、重大事故等対策時における必要な要員は「3.2.1(3)格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の 45 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水については、7 日間の対応を考慮すると、合計約 600m³の水が必要である。水源として、輪谷貯水槽（西 1／西 2）に約 7,000m³の水を保有している。これにより必要な水源は確保可能である。

残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱については、サブプレッション・チェンバのプール水を水源として注水することから、水源が枯渇することはないため、7 日間の注水継続実施が可能である。

（添付資料 3.2.5）

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから常設代替交流電源設備による電源供給について、7 日間の運転継続が可能である。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 12m³の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却系の大型送水ポンプ車については、保守的に事象発生直後からの大型送水ポンプ車の運転を想定すると、約 53m³の軽油が必要となる。可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給については、保守的に事象発生直後からの可搬式窒素供給装置の運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 8 m³の軽油が必要となる。合計約 73m³の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約 730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水、原子炉補機代替冷却系の運転、可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素供給について、7 日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7 日間の運転継続に約 8 m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7 日間の継続が可能である。

(添付資料 3.2.6)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として、約 1,941kW 必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が約 4,800kW であり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料3.2.7)

3.2.5 結論

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素ガスが急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策としては、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧手段を整備している。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」について、有効性評価を行った。

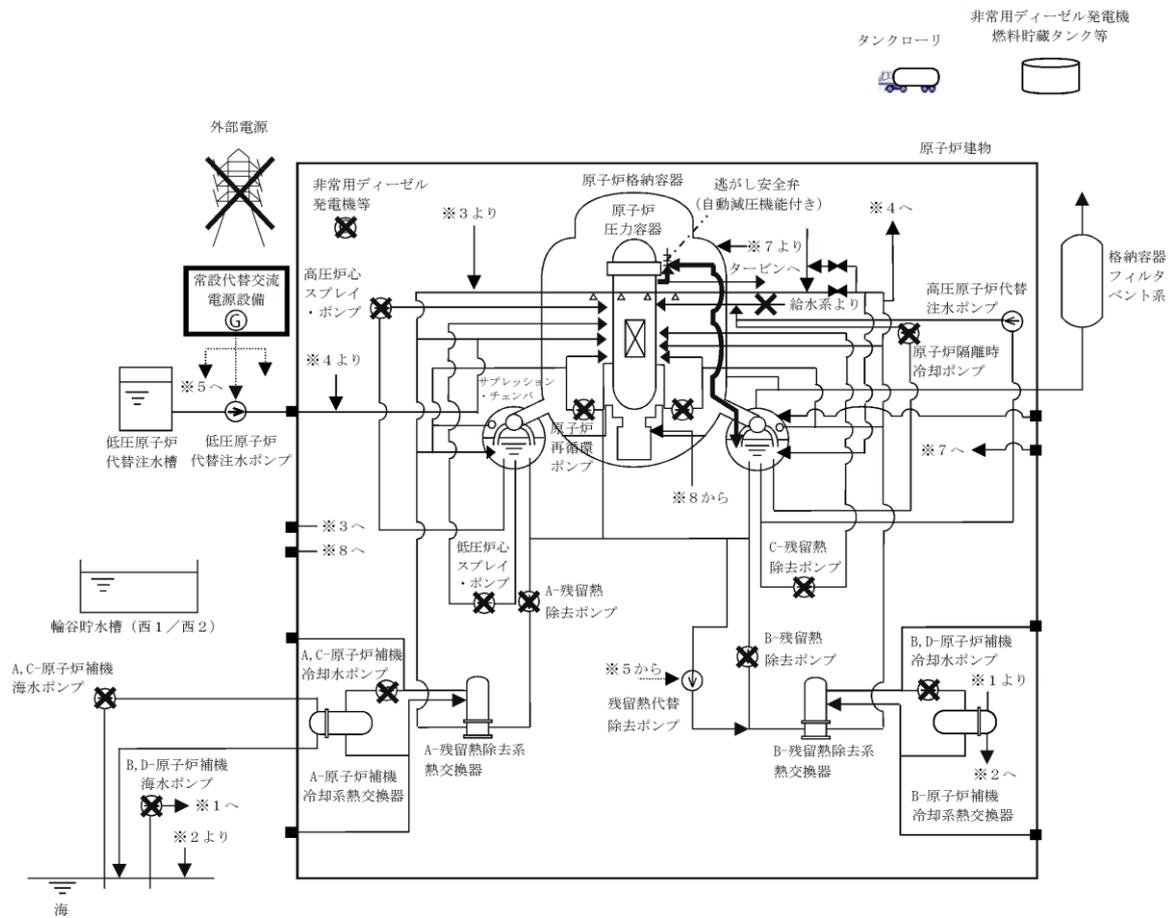
上記の場合においても、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作による原子炉減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa [gage] 以下に低減することが可能である。また、安定状態を維持できる。

(添付資料3.5.1)

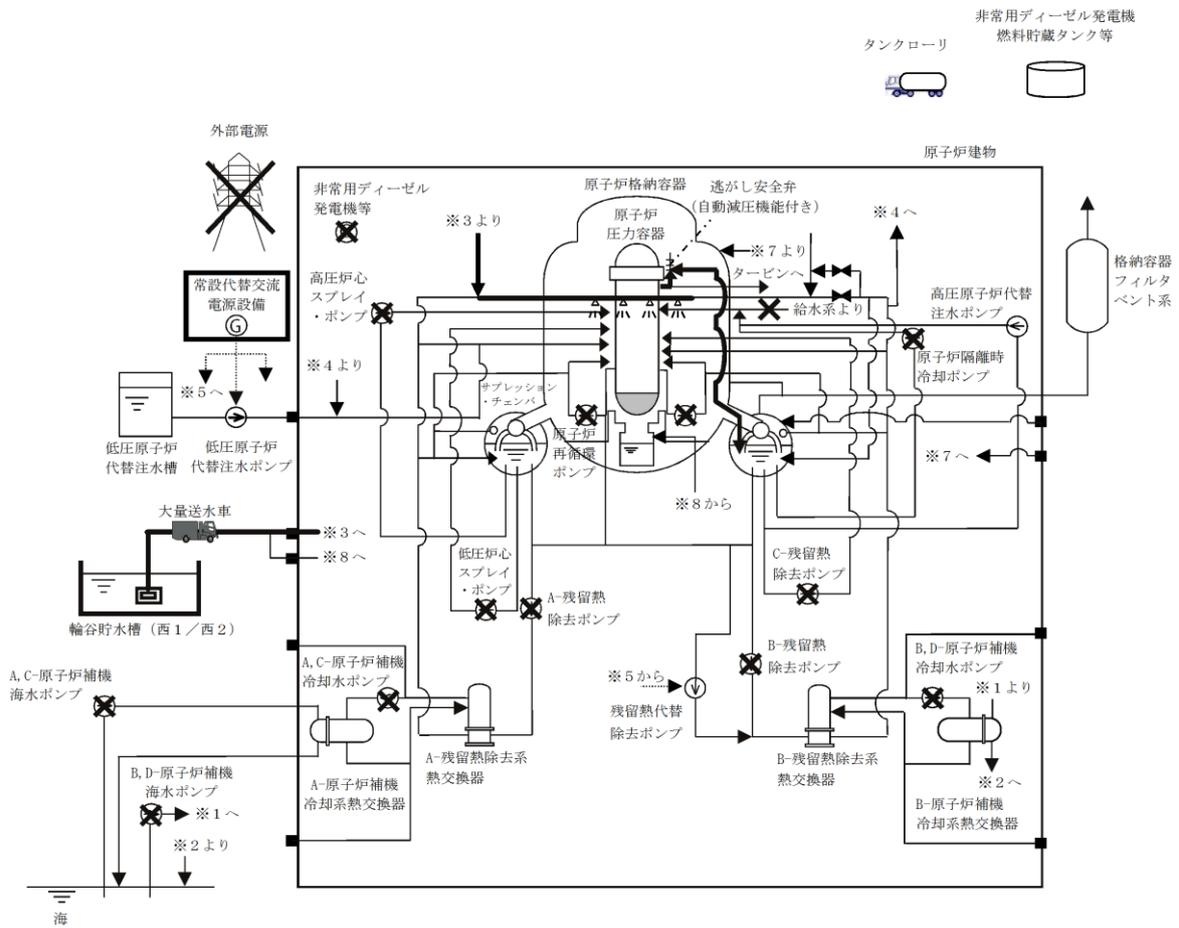
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。

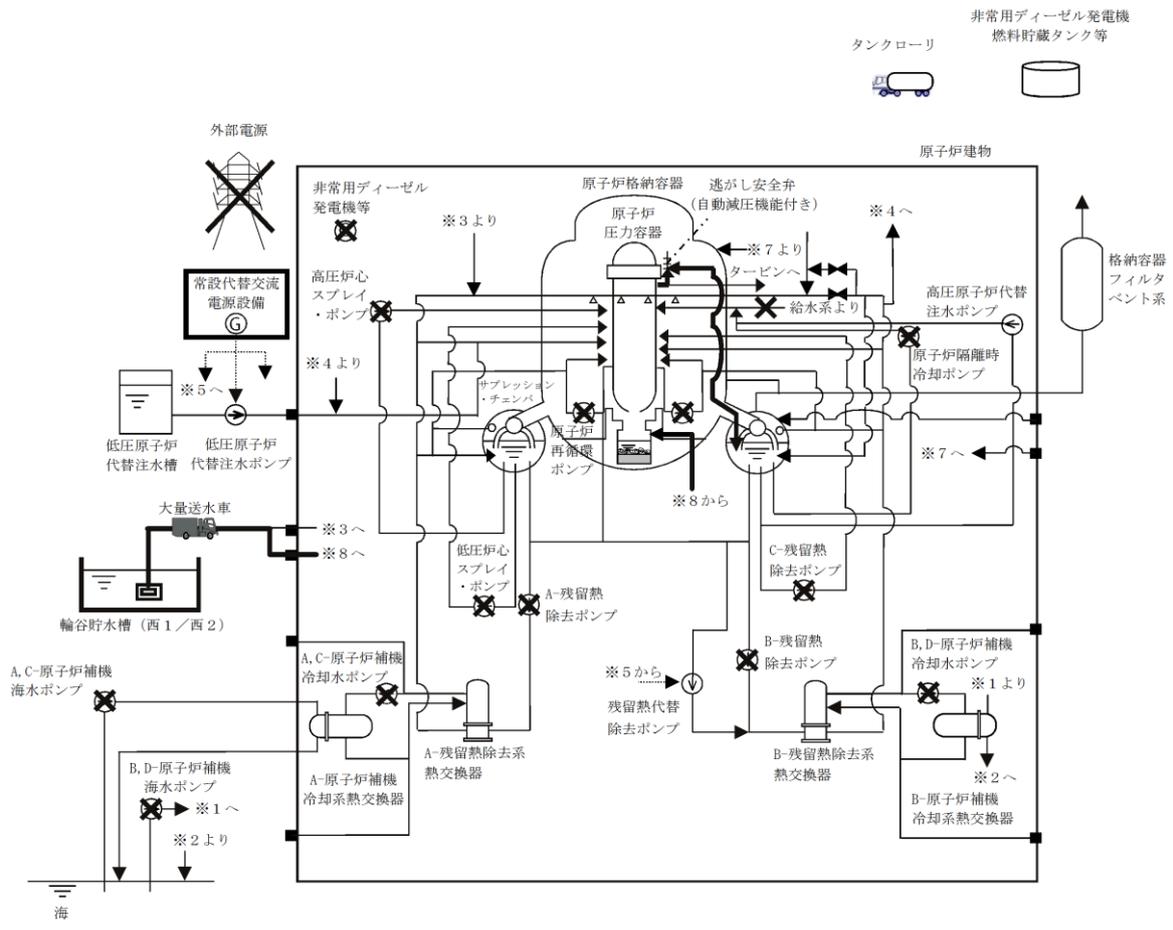
以上のことから、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作による原子炉減圧の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対して有効である。



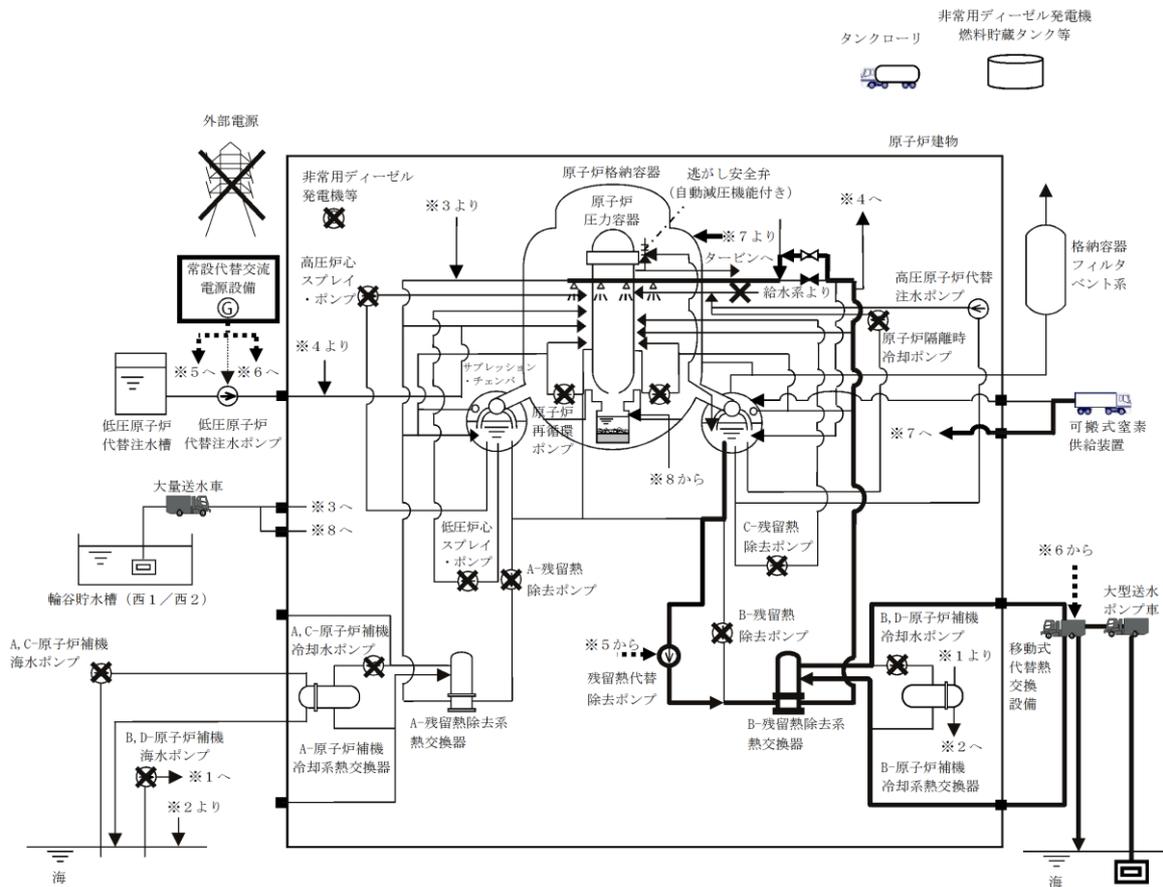
第 3.2.1-1(1) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧)



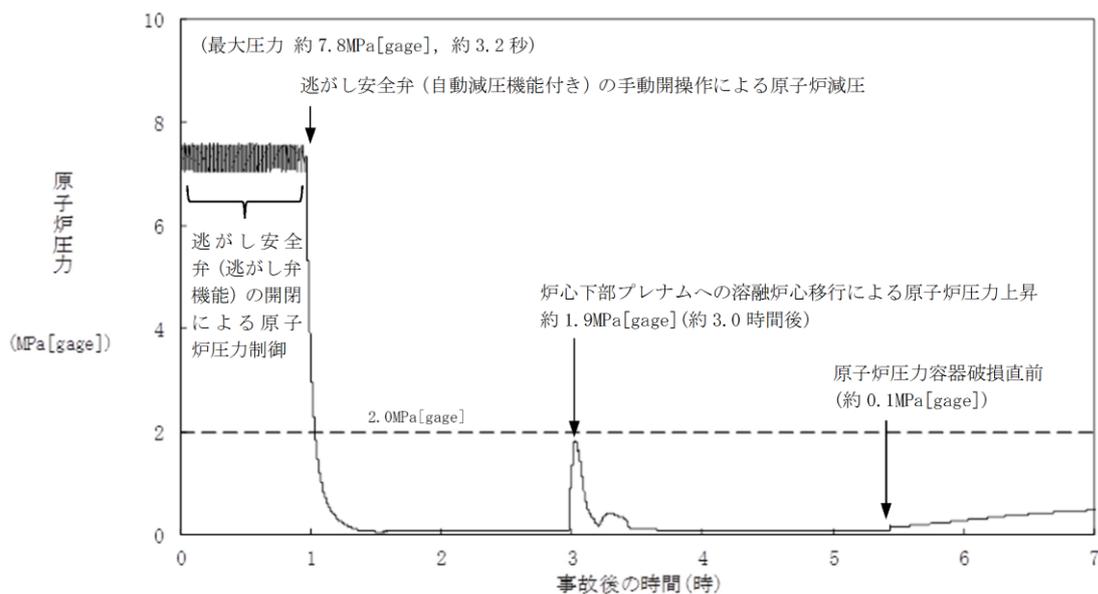
第 3. 2. 1-1 (2) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図
 (原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧, 原子炉格納容器下部注水)



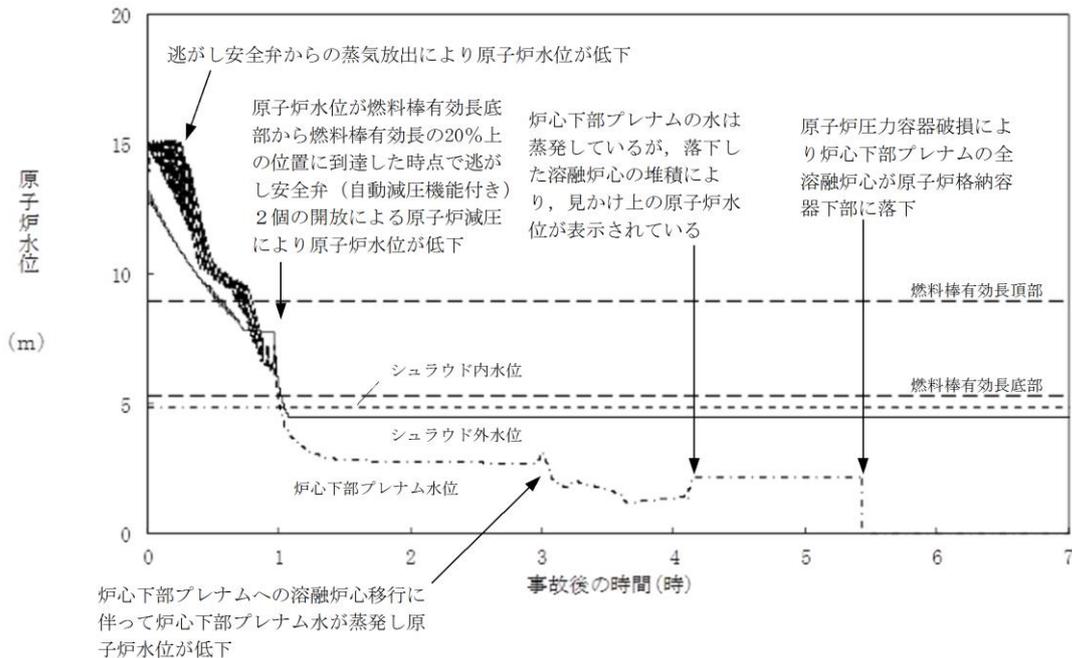
第 3. 2. 1-1 (3) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部注水)



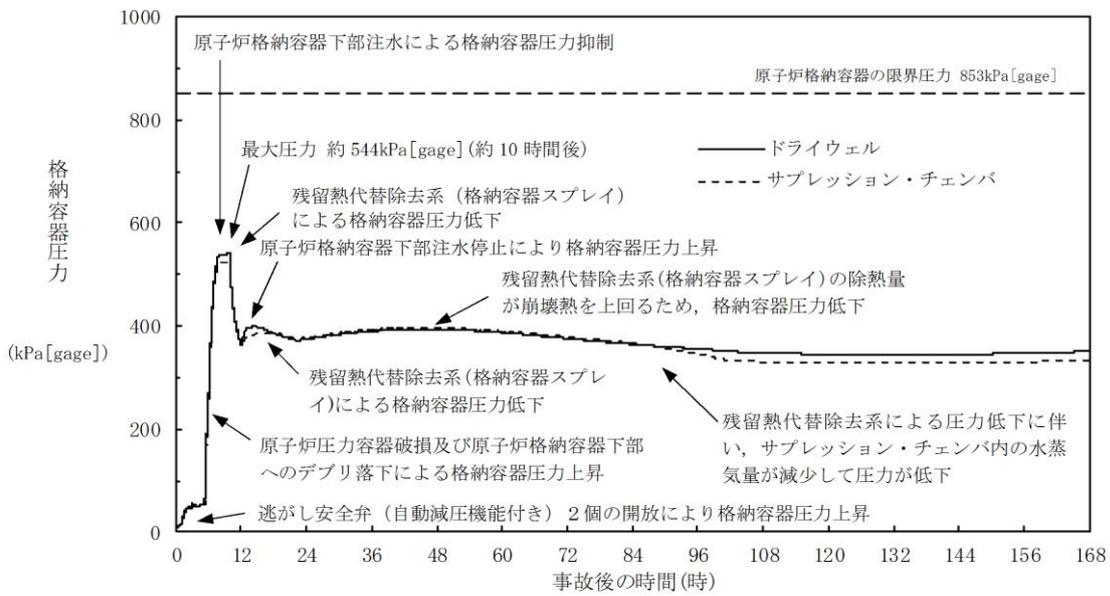
第 3. 2. 1-1(4) 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図
 (残留熱代替除去系による溶融炉心冷却，格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給)



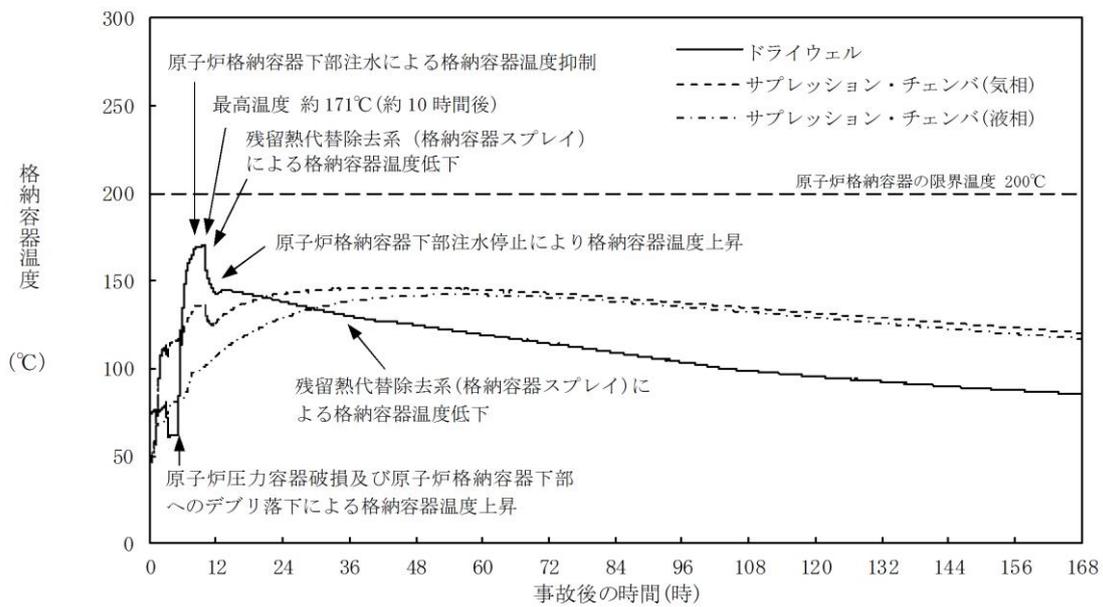
第 3. 2. 2-1 (1) 図 原子炉圧力の推移



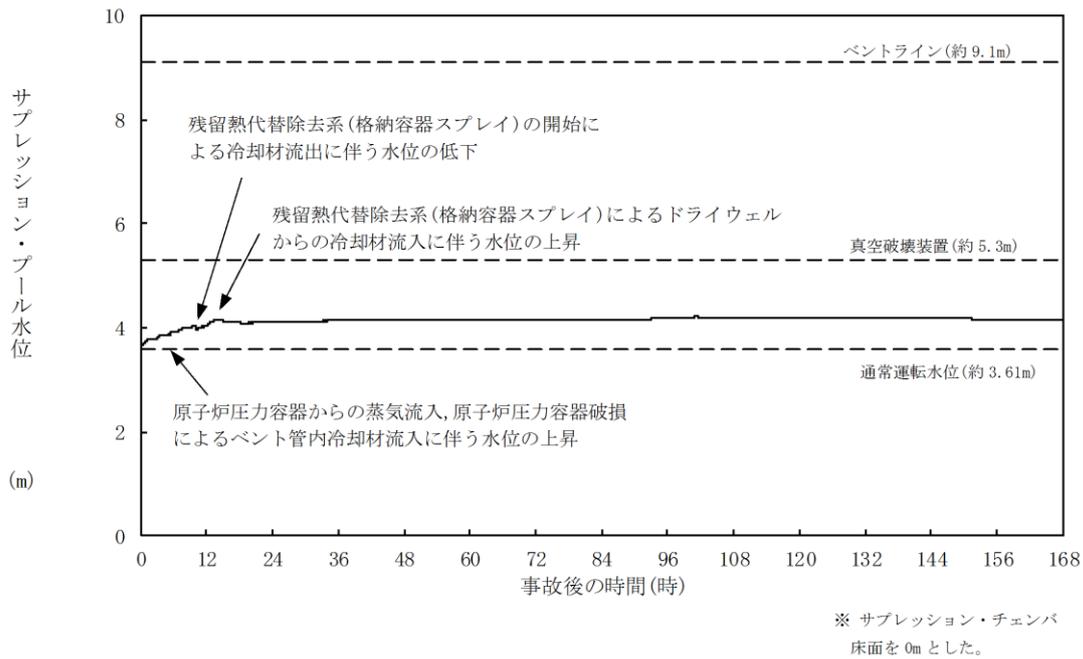
第 3. 2. 2-1 (2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



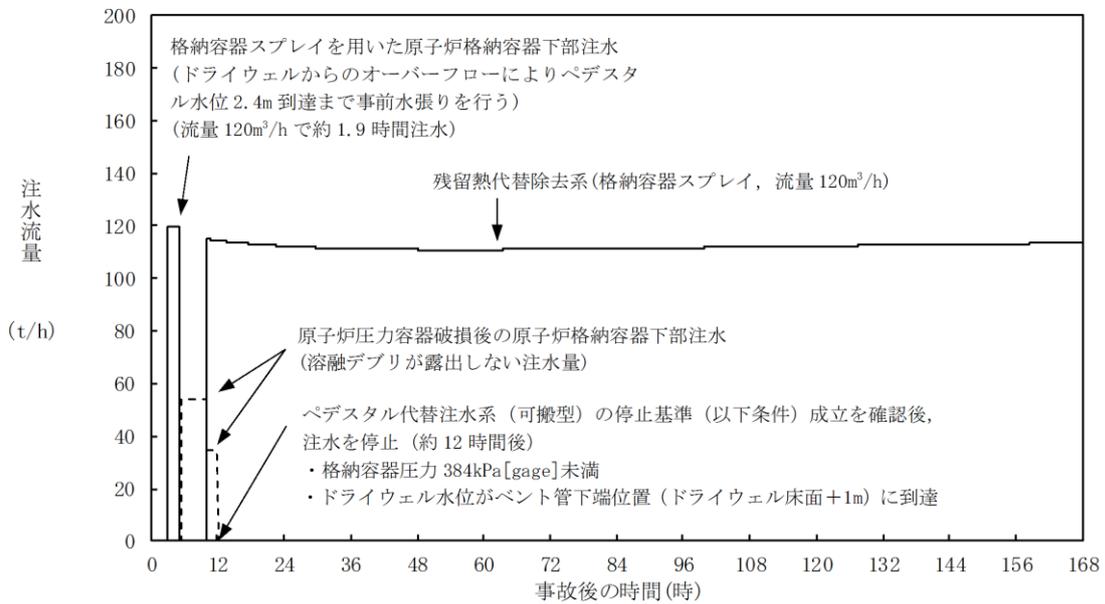
第 3. 2. 2-1(3) 図 格納容器圧力の推移



第 3. 2. 2-1(4) 図 格納容器温度の推移



第 3. 2. 2-1 (5) 図 サプレッション・プール水位の推移



第 3. 2. 2-1 (6) 図 注水流量の推移

第3.2.1-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（1／4）

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
原子炉スクラム確認	運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉がスクラムしたことを確認する。	B-115V系蓄電池※	平均出力領域計装※
高圧・低圧注水機能喪失確認※ ¹	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続けるが、すべての非常用炉心冷却系等が機能喪失していることを確認する。	B-115V系蓄電池※ SA用115V系蓄電池	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 【原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量】※ 【高圧炉心スプレイポンプ出口流量】※ 【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【低圧炉心スプレイポンプ出口圧力】※
高圧原子炉代替注水系による原子炉注水	高圧注水機能喪失確認後、高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉水位を回復する。	高圧原子炉代替注水系 サブレーション・チェンバ※ B-115V系蓄電池※ SA用115V系蓄電池	原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※ 原子炉水位 (燃料域) ※ 高圧原子炉代替注水流量

※：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

※1 非常用炉心冷却系等による注水が出来ない状態。高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する場合や高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系の機能喪失に伴い低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水ができない場合。

第 3.2.1-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（2／4）

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
<p>外部電源が喪失するとともに、すべての非常用ダイオードが発電機等が機能喪失する。これにより非常用高圧母線（6.9kV）が使用不能となり、全交流動力電源喪失に至る。中央制御室にて外部電源受電及び非常用ダイオード発電機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備及び原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。準備完了後、常設代替交流電源設備を起動し、SA低圧母線に給電する。</p>	—	—	—	
<p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p>	<p>原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で、原子炉注水の手段が全くない場合でも、中央制御室からの遠隔操作によって手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個を開放し、原子炉を急速減圧する。</p>	<p>逃がし安全弁（自動減圧機能付き）※</p>	—	<p>原子炉水位（SA） 原子炉水位（燃料域）※ 原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※</p>
<p>炉心損傷確認</p>	<p>高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位がさらに低下し、炉心が露出し、炉心損傷したことを確認する。</p>	—	—	<p>格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウエル）※ 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ）※</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
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第 3.2.1-1 表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（3／4）

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
<p>水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動</p>	<p>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ガスが発生し、水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生することから、中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認する。</p>	<p>常設代替交流電源設備</p>	<p>—</p>	<p>格納容器水素濃度 (S A) 格納容器酸素濃度 (S A)</p>
<p>原子炉格納容器下部への注水</p>	<p>原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達により炉心下部プレナムへの溶融炉心移行を確認した場合、原子炉压力容器破損に備えて格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、原子炉格納容器下部への水張りが目的であるため、ペデスタル水位が 2.4m（注水量約 225m³）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。</p>	<p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等^{**}</p>	<p>大量送水車 タンクローリ</p>	<p>原子炉压力容器温度 (S A) 格納容器代替スプレイス流量 ペデスタル水位</p>
<p>原子炉压力容器破損確認</p>	<p>原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合には、原子炉压力容器の破損を速やかに判断するためペデスタル水温等を継続監視する。 ペデスタル水温の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエルの急激な上昇といったパラメータの変化によって原子炉压力容器破損を判断する。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>	<p>原子炉压力容器温度 (S A) 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力[*] ドライウエル圧力 (S A) ペデスタル温度 (S A) ペデスタル水位 (S A)</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
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第3.2.1-1表 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策について（4／4）

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
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は、ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を崩壊熱に余裕を見た流量にて継続して行う。 ^{※2}	コリウムシールド 非常用ディーゼル発電機燃料 貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）
残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱	原子炉補機代替冷却系の準備が完了した後、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱を開始する。格納容器スプレイ弁を中央制御室からの遠隔操作により開操作し、格納容器スプレイを実施する。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料 貯蔵タンク等※ 残留熱代替除去系 サブレーション・チェンバ※	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量 ドライウエル温度（SA） ドライウエル圧力（SA） サブレーション・チェンバ圧力（SA） サブレーション・プール水温度（SA）
可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入	残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	常設代替交流電源設備 非常用ディーゼル発電機燃料 貯蔵タンク等※	可搬式窒素供給装置 タンクローリ	格納容器酸素濃度（SA）

※：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）

※2 原子炉圧力容器破損時の影響により、ペデスタル水位による監視ができな場合であっても、以下の条件の一部又はすべてから総合的に溶融炉心の冷却が継続して行われていることを把握することができる。

- ・原子炉格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・ドライウエルの雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- ・原子炉格納容器内の水素濃度の上昇が停止すること

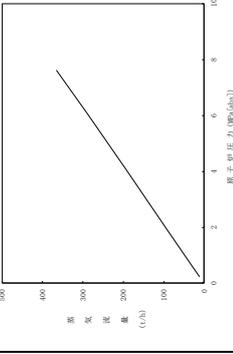
第3.2.2-1表 主要解析条件（高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は9×9燃料（A型）の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料（A型）を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器容積（ドライウエル）	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定
格納容器容積（サブプレッション・チェンバ）	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定
真空破壊装置	3.43kPa（ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
サブプレッション・プール水位	3.61m（NWL）	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
サブプレッション・プール水温度	35℃	通常運転時のサブプレッション・プール水温度の上限値として設定
格納容器圧力	5 kPa[gage]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

第3.2.2-1表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき初期水張りの効果を考慮して設定
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	内側鋼板及びリブ鋼板については、コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定
	原子炉格納容器下部床面積	原子炉格納容器下部床面積を設定	コリウムシールドを床面に設置するため、その設置面積を用いるものとする。
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能喪失	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モーター）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
		低圧注水機能喪失	重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
		重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定
	外部電源	全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を設定
高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等	外部電源なし	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定	
	考慮しない	原子炉圧力を厳しく見積もるものとして設定	

第3.2.2-1表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
逃がし弁機能	逃がし弁機能 7. 58MPa[gage] × 2 個, 367t/h/個 7. 65MPa[gage] × 3 個, 370t/h/個 7. 72MPa[gage] × 3 個, 373t/h/個 7. 79MPa[gage] × 4 個, 377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の2個を開示することによる原子炉急速減圧 (原子炉圧力と逃がし安全弁1個あたりの蒸気量の関係) 	逃がし安全弁の設計値に基づき蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
ベダスタル代替注水系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見た注水量にて原子炉格納容器下部に注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
残留熱代替除去系	120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約6 MW (サプレッション・プール水温度 100°C, 海水温度 30°Cにおいて)	原子炉補機代替冷却系の設計値 (残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量 120m ³ /hとした場合) として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

第3.2.2-1表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（4／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
<p>可搬式窒素供給装置</p>	<p>総注入流量：100m³/h[normal] ・窒素：99.9m³/h[normal] ・酸素：0.1m³/h[normal] ガス温度：35℃</p>	<p>総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定</p>
<p>コリウムシールド</p>	<p>材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2, 100℃</p>	<p>材料は、溶融炉心のドライウェルサンプルへの流出を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定</p>
<p>原子炉急速減圧操作</p>	<p>原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点</p>	<p>炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定</p>
<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）</p>	<p>原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ペダスタル水位が2.4mとなる注水量（約225m³）が注水されたことをもって停止する</p>	<p>格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</p>
<p>ペダスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）</p>	<p>原子炉圧力容器の破損を確認した場合</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定</p>
<p>残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱操作</p>	<p>事象発生から10時間後</p>	<p>原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定</p>
<p>可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作</p>	<p>事象発生から12時間後</p>	<p>原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定</p>

高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

原子炉水位が燃料棒有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。

図1から図3に示すとおり、SRVは本体部と電磁弁、空気シリンダからなる補助作動装置から構成されている。「4. 本体部の温度上昇による影響」に示すとおり、本体部では温度上昇は問題にならないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの機能維持に影響を及ぼすおそれがある。

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

- ・171℃において3時間継続の後160℃において3時間継続

ここでは、SRVの環境条件を厳しく評価する観点から、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイに期待しない場合を仮定し、事象発生からRPV破損直前までの約5.4時間においてDCH防止のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。

1. 評価方法

MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相温度とドライウェル（以下「D/W」という。）内気相温度を環境温度条件として、三次元熱流動解析コード(STAR-CCM+)により、SRVの温度を評価した。

三次元熱流動解析では、RPV内気相温度とD/W内気相温度の温度条件が厳しくなる評価点を2点設けて定常解析を実施した。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図4にRPV内気相温度及びD/W内気相温度のMAAP解析結果を示す。MAAP解析結果を踏まえ、以下に示すとおり評価条件を設定した。

- ① 事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲内でのRPV内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価する。
- ② 事象発生からRPV破損直前までの範囲を代表する温度条件として、同範囲

内でのD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用し、定常解析によって評価する。

(2) 評価部位

SRVの開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRVの開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

① 電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。

② ピストン（シール部）

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のOリングを用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV本体スプリングの閉止力によってSRVが閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

(3) 評価モデル

SRVの中で、電磁弁やピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図5及び図6のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置のSRV2個を操作することを基本とするが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1個おきに開動作するモデルとしている。

3. 評価結果

評価結果を表2及び図7及び図8に示す。事象発生からRPV破損直前までの範囲でRPV内気相温度が最も厳しい温度を適用した①の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約20℃下回った。また、①と同範囲でD/W内気相温度が最も厳しい温度を適用した②の温度条件では、補助作動装置の電磁弁及びピストンのシール部の温度は160℃を約20℃下回った。

なお、SRV環境試験では、160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。

SRVに対する機能確認試験では、初期の熱負荷として171℃を与えており、この試験実績を踏まえると、DCH防止のために原子炉減圧を継続している状況下

でもSRVの機能を継続可能である。①、②は厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、実際にSRVが経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。

以上のとおり、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRVの機能を維持できると考える。

4. 本体部の温度上昇による影響

閉状態のSRVが強制開するためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の抵抗力を上回る必要がある。SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表3のとおり、いずれも温度上昇によって抵抗力が低下するよう設計上配慮されており、温度上昇が強制開の妨げとなることはない。

以上

表1 三次元熱流動解析での温度条件

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)
RPV内気相温度	約 521℃	約 469℃
D/W内気相温度	約 85℃	約 90℃

表2 三次元熱流動解析での評価結果

	温度条件①【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのRPV内気相平均温度が最高となる温度条件)	温度条件②【定常解析】 (事象発生から熔融炉心落下直前までのD/W内気相平均温度が最高となる温度条件)
下部コイルハウジング最高温度*	約 141℃	約 136℃
ピストン部最高温度	約 136℃	約 132℃

※電磁弁設置位置

表3 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRVスプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	弁棒は 、ネッキブッシュは と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	バランスピストンは 、ブッシュは と、入熱時に隙間が拡大する材料の組み合わせとなっており、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴う弁体ガイドの弁体ソケット拘束は発生しない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

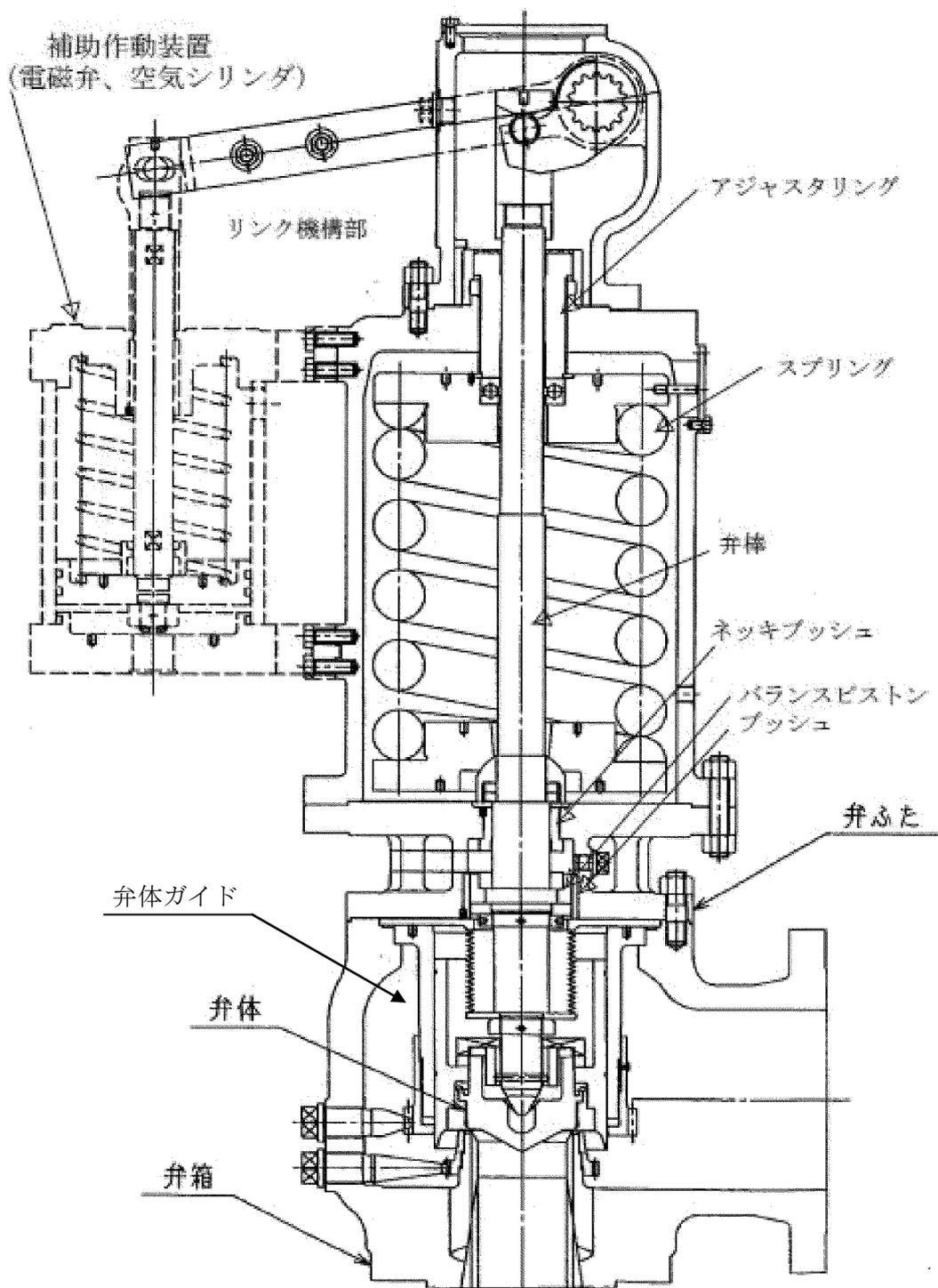


図1 SRV構造図

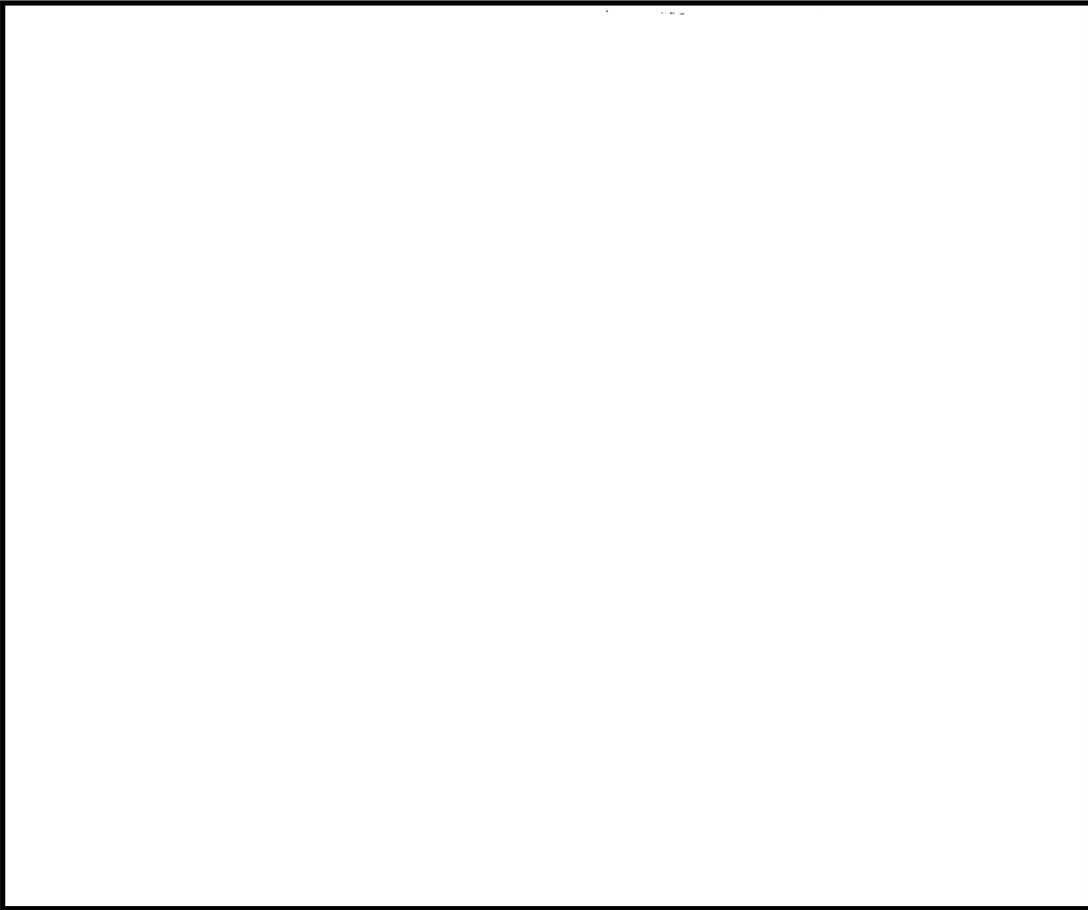


図2 SRV構造図（側面図詳細）

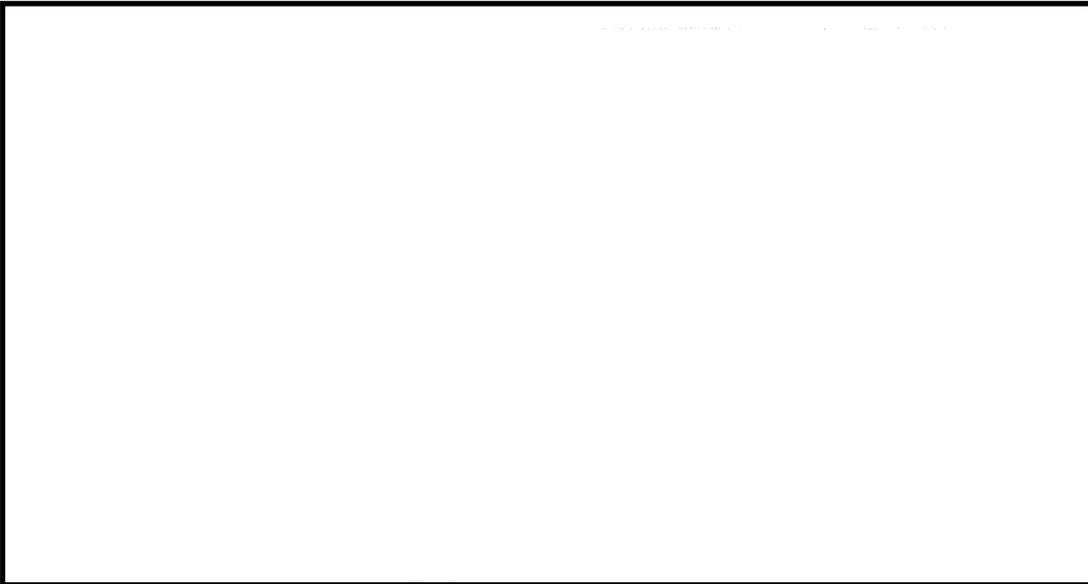


図3 SRV構造図（平面図詳細）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

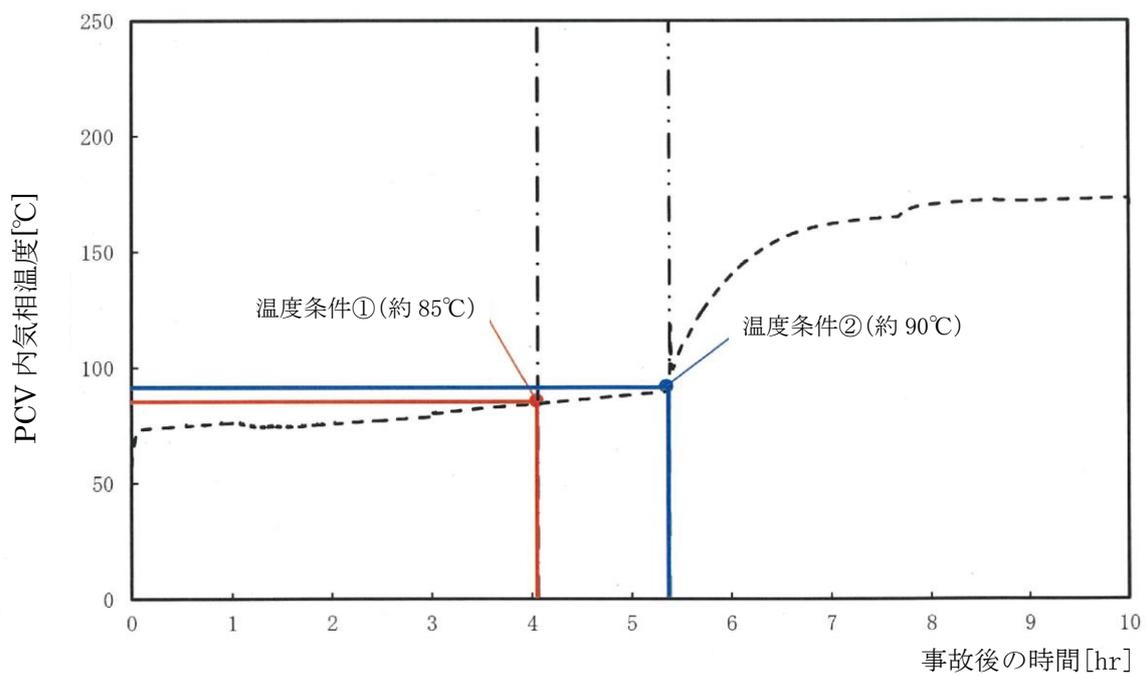
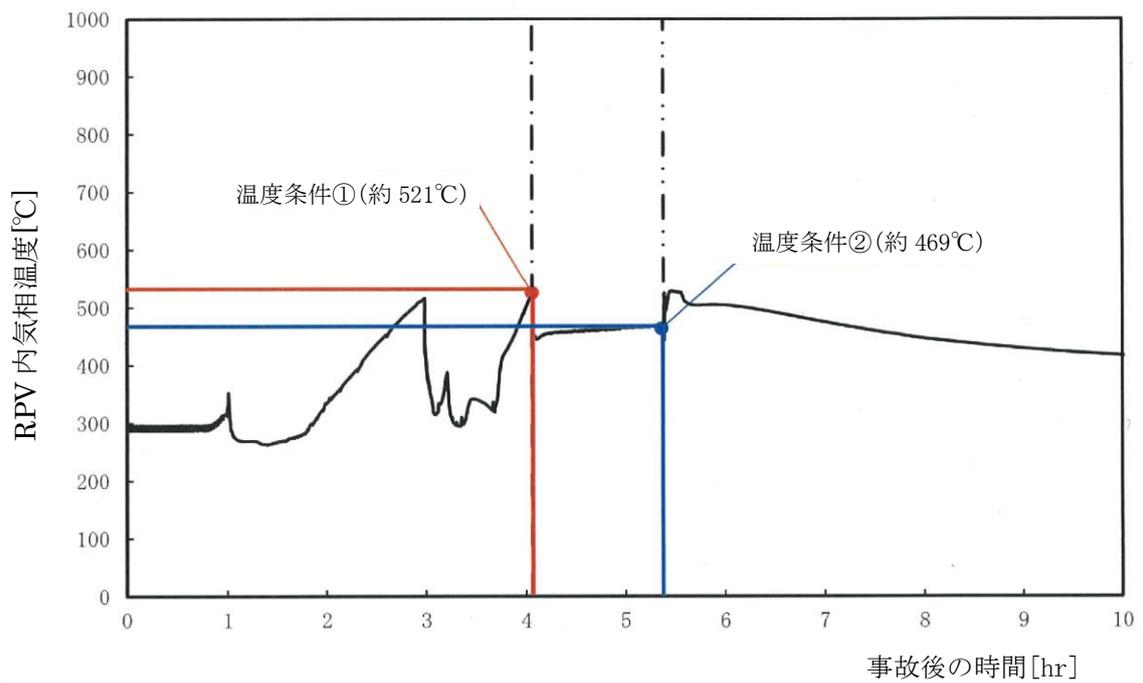


図4 R P V内気相平均温度及びD/W内気相平均温度の推移

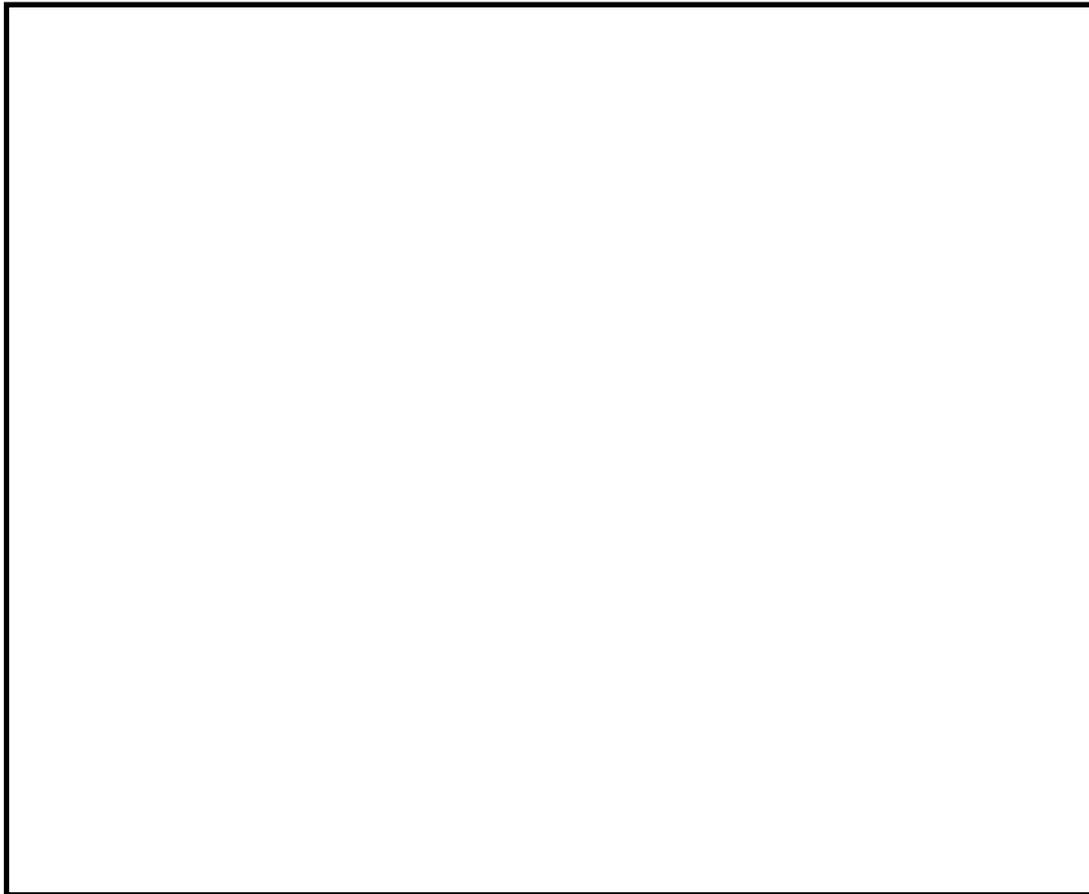


図5 モデル化範囲と境界条件



図6 モデル図と断面メッシュ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

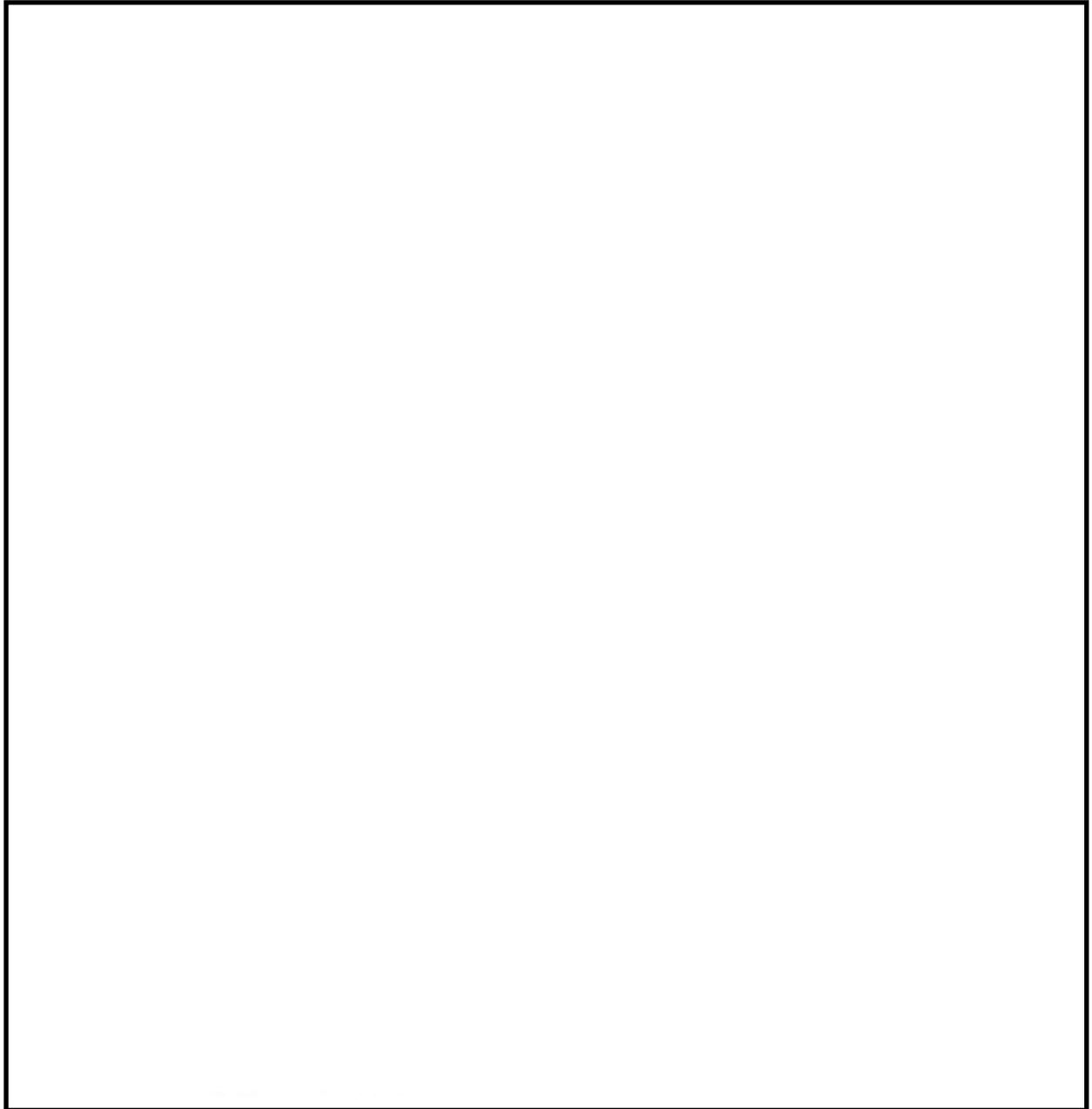


図7 解析結果(温度条件①: R P V内気相温度 521°C, P C V内気相温度 85°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

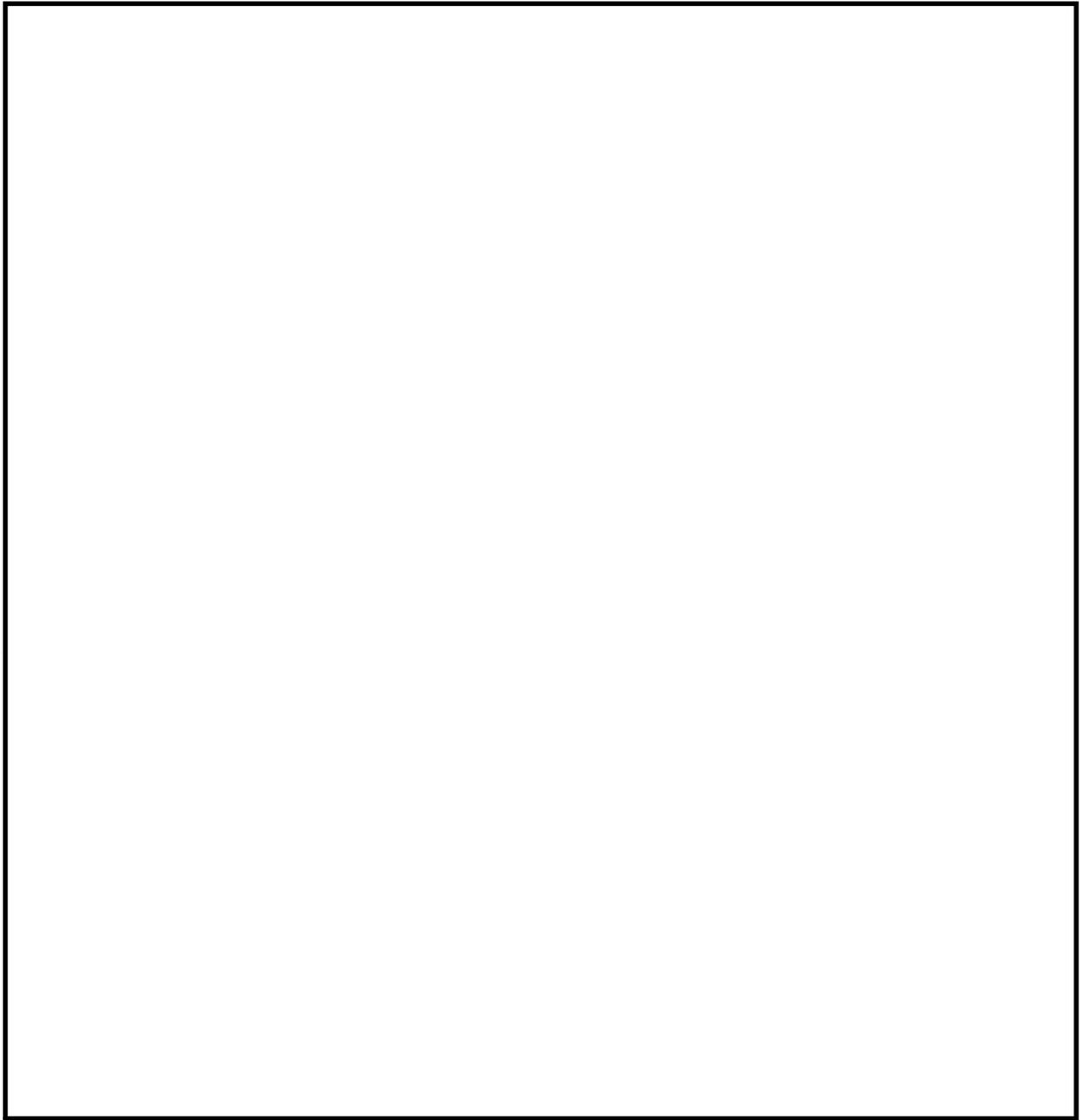


図 8 解析結果(温度条件②): R P V内気相温度 469°C, P C V内気相温度 90°C)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

格納容器破損モード「DCH」、FCI」及び「MCCI」の
評価事故シーケンスの位置づけ

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)」、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」については、各プラント損傷状態(PDS)に対応する各重要事故シーケンス及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスへの重大事故等防止対策の有効性評価の結果等から、重大事故等対処設備に期待する場合、炉心損傷あるいは炉心下部プレナムへの溶融炉心移行までに事象の進展を停止し、これらの現象の発生を防止することができる。

しかしながら、格納容器破損モード「DCH」、FCI」及び「MCCI」は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(以下、「解釈」という。)第37条2-1(a)において、「必ず想定する格納容器破損モード」として定められている。このため、今回の評価では重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、各物理化学現象に伴う格納容器破損が懸念される状態に至る評価事故シーケンスを設定している。

一方、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」については、事故シーケンス選定のプロセスにおいて、国内外の先進的な対策と同等な対策を講じても炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出された、「冷却材喪失(大破断LOCA)＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定し、重大事故等対策の有効性を評価している。

以上のとおり、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」は重大事故等対策に期待して評価し、解釈第37条2-3(a)～(c)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価しており、格納容器破損モード「DCH」、FCI」及び「MCCI」は、評価を成立させるために、重大事故等対処設備の一部に期待しないものとして、解釈第37条2-3(d)、(e)、(i)の評価項目に対する重大事故等対策の有効性を評価している。

以上

原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉建物原子炉棟内の換気系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後、非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉建物原子炉棟内の換気系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまで事象発生から 70 分かかると想定している。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器の閉じ込め機能は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建物内で凝縮され、原子炉建物空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉棟内の換気系は停止しているため、原子炉建物内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建物内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建物に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建物内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建物内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉建物原子炉棟内の換気系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建物内に漏えいした放射性物質は、原子炉建物内で時間減衰し、また、原子炉建物内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建物原子炉棟の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建物から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP解析上で原子炉格納容器圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料 3.1.2.5 参照)

- ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5% / 日 相当
 - ・ 1 ~ 2Pd : 2.0Pd で 1.3% / 日 相当
- (3) エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果を考慮して評価する (DF=10)。
- (4) 原子炉建物から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生 70 分後までは原子炉建物原子炉棟内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし (換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 1 回 / 日相当を考慮する。
- (5) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉建物原子炉棟内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。
- (6) 原子炉建物内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建物内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

2. 評価結果

原子炉建物から大気中へ漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建物から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量は約 0.56TBq (7日間) であり、基準の 100TBq を下回っている。

なお、事象発生 7 日間以降の影響を確認するため、事象発生 30 日間、100 日間における環境への Cs-137 の放出量を確認している。

事象発生後 30 日間及び 100 日間での放出量においても 100TBq を下回る。

なお、事象発生 7 日以降の長期解析においては、事象発生約 81 日後^{*}に原子炉格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生 100 日まで格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を継続しているが、原子炉格納容器の除熱機能、原子炉格納容器への窒素注入機能及び原子炉格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。

※ ベースケースでは、原子炉格納容器の圧力を高く評価するために原子炉格納容器からの漏えいを考慮していないが、約 96 日後に酸素濃度がドライ条件で 4.4vol% 及びウェット条件で 1.5vol% に到達するため格納容器ベントを実施する。

表1 原子炉建物から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量

(単位：TBq)

	漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)
高压熔融物放出／ 格納容器雰囲気直 接加熱	約 0.56	約 0.57	約 0.58*

※ 格納容器フィルタベント系から大気中への放出量を含む（事象発生約 81 日後から 100 日まで格納容器ベント実施）

以上

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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	崩壊熱 燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料棒覆管酸化	炉心モデル(原子炉出力及び崩壊熱) 炉心モデル(炉心熱水力モデル) 溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ)	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と与える影響」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と与える影響」にて確認
			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事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についてRA実験に関する再現性を確認している。	炉心ヒートアップの再現性及びCOR A実験についての再現性が確認されている。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数)についての感度(シルクユニオン-水反応速度)の係数は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。
			COR A実験解析における、燃料棒覆管、制御棒及びチャヤネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	本評価事故シナリオでは、重大事故等対処設備を含むすべての原子炉への注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料棒覆管温度等を操作開始の起点としている。	注水機能が喪失することを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点の原子炉減圧操作であり、また、燃料棒覆管温度等を操作開始の起点としている。
			炉心ヒートアップ速度の増加(燃料棒覆管酸化の促進)が早まることを想定し、仮想的な激しい振り幅ではあるが、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を確認した。	運転員等操作時間と与える影響は小さい。	運転員等操作時間と与える影響は小さい。
			・TQUV、大破断LOCAシナリオにも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、ほぼ変化しない。	損前の初期水張りを実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)に係る運転員等操作時間と与える影響は小さい。	損前の初期水張りを実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)に係る運転員等操作時間と与える影響は小さい。
沸騰・ボイド率変化	気液分離(水位変化)・対向流	炉心モデル(炉心水位計算モデル)	TQXシナリオ及び中小破断LOCAシナリオに対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAPコードではSAFERコードで考慮しているCCFLを取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅はMAAPコードの方が保守的であり、その後の注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻であるSAFERコードとの比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が保守的であることを確認している。このため、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達する時間が早まる可能性があるが、数分程度の差異である。
			逃がし安全弁からの流量は、設計に基づいて流量が計算されていることから不確かさは小さい。このため、事業進展に与える影響は小さい。	逃がし安全弁からの流量は、設計に基づいて流量が計算されていることから不確かさは小さい。このため、事業進展に与える影響は小さい。	
原子炉压力容器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉压力容器モデル(破断流モデル)	逃がし安全弁からの流量は、設計に基づいて流量が計算されていることから不確かさは小さい。このため、事業進展に与える影響は小さい。	逃がし安全弁からの流量は、設計に基づいて流量が計算されていることから不確かさは小さい。このため、事業進展に与える影響は小さい。	

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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2／2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉 圧力容 器(炉心 損傷後)	リロケ ーション	溶融炉心の挙 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 することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感 度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 L O C A シーンケケンスともに、 炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への 影響が小さいことを確認した。 	<p>溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破 損時間と与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を 受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃ に到達し た時点で格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器下部へ の注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）があるが、炉心下部プレ ナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ 溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることか ら、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている格納容器代替スプ レイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器 破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間と与える影響は小さい。</p>	<p>溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心溶融時間 メータを低下させた感度解析は小さいことを確認している。本評価 項目と与える影響は小さいことを確認している。本評価項目と与える影響は小さいこと から、評価項目となるパラメータと与える影響はない。</p>
	構造材と の熱伝達				
原子炉 圧力容 器内 F C I (溶 融炉心 粒化)	原子炉 圧 力容 器内 F C I (溶 融炉心 粒化)		<p>原子炉圧力容器内 F C I に影響する項目として 溶融ジュエツト粒、イベントレイメント係数及びデ ブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、 いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での 原子炉圧力に対する感度は小さいことを確認し た。</p>	<p>下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力容器 破損時の原子炉圧力と与える影響は小さいことを確認している。 本評価項目と与える影響は小さいことを確認している。</p>	<p>下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、原子炉圧力と与 える影響は小さいことを確認している。 本評価項目と与える影響は小さいことを確認している。 原子炉圧力と与える影響は小さいことを確認している。 原子炉圧力を 2.0MPa [Gage] 以下に維持しているこ とから、評価項目となるパラメータと与える影響は ない。</p>
	原子炉 圧 力容 器内 F C I (デ ブリ粒子 熱伝達)	溶融炉心の挙 動モデル(下部 プレナムでの 溶融炉心の挙 動)		<ul style="list-style-type: none"> ・TMI 事故解析における下部プレナムの温度差 動について、TMI 事故分析結果と一致するこ とを確認した。 ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの 間の限界熱流束、下部プレナムギキヤップ除熱量 に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧 力容器破損時刻等の現象進展に対する感度は小 さいことを確認した。 	<p>溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、 炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉圧力 容器破損時間と与える影響は小さいことを確認している。また、炉心下部プ レナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間 と与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心 の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性はある操作としては、原子炉圧力 容器下鏡温度が 300℃ に到達した時点で格納容器代替スプレイス系（可搬型） による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張 り）があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは 小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温 度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点 としている格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器下部 への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）に係る運転員等操作時間 と与える影響は小さい。</p>
原子炉 圧 力容 器破 損	原子炉 圧 力容 器破 損	溶融炉心の挙 動モデル(原子 炉圧力容器破 損モデル)	<p>原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御 棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用い る最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感 度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分 早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい 条件に基づく解析結果であり、実機における解析 への影響は十分小さいと判断される。</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用 いる最大ひずみ(しきい値)に対する感度解析によ り最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器 破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容 器破損(現象発生から約 5.4 時間後)に対して早ま る時間はわずかなことであることから、評価項目となるパ ラメータと与える影響は小さい。</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用 いる最大ひずみ(しきい値)に対する感度解析によ り最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器 破損が早まることを確認しているが、原子炉圧力容 器破損(現象発生から約 5.4 時間後)に対して早ま る時間はわずかなことであることから、評価項目となるパ ラメータと与える影響は小さい。</p>

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 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (1 / 4)

項目	解析条件 (初期条件, 事故条件)		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			
原子炉熱出力	2, 436MW	2, 435MW以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	6. 93MPa[gage]	約6. 77～6. 79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さい。
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常水位 (気水分離器下端から約+83cm～約+85 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4. 6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2 cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4. 6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2 cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	35. 6×10 ³ t/h	定格流量の85～104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化したが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料 (A型)	装荷炉心毎	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX燃料の評価値は9×9燃料 (A型) の評価値に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料について、9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) の燃料の組成は同等であり、また、MOX燃料の評価値は9×9燃料 (A型) の評価値に包絡され、事象進展に及ぼす影響は小さい。	最確条件とした場合には、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) の燃料の組成は同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価値は9×9燃料 (A型) の評価値に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度33GWd/t)	ANSI/ANS-5. 1-1979 炉心平均燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順 (原子炉水位に応じた急速減圧を実施すること) に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順 (原子炉圧力容器下鏡温度に応じて原子炉格納容器下部への注水操作 (原子炉圧力容器破損前の初期水張り) を実施すること) に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなくなり、原子炉水位の低下は緩和され、原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが、原子炉圧力容器破損は遅くなくなり、原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速やかに低下することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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を与える影響（高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（2/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件）		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			
格納容器容積（ドライウエル）	7,900m ³	7,900m ³ （設計値）	ドライウエル内体種の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定		
格納容器容積（サブレーション・チェンバ）	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ （設計値）	サブレーション・チェンバ内体種の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）を設定		
真空破壊装置	3.43kPa（ドライウエル・サブレーション・チェンバ間差圧）	3.43kPa（ドライウエル・サブレーション・チェンバ間差圧）（設計値）	真空破壊装置の設定値		
サブレーション・プール水位	3.61m（NWL）	約3.59m～約3.63m （実測値）	通常運転時のサブレーション・プール水位として設定	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない。
サブレーション・プール水温度	35℃	約19℃～約35℃ （実測値）	通常運転時のサブレーション・プール水温度の上限値として設定		
格納容器圧力	5 kPa [gauge]	約5 kPa [gauge]～約7 kPa [gauge] （実測値）	通常運転時の格納容器圧力として設定		
格納容器温度	57℃	約45℃～約54℃程度 （実測値）	通常運転時の格納容器温度として設定		
外部水源の温度	35℃	31℃以下 （実測値）	屋外貯水槽の水温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温度よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる抑制効果は大きくなるが、運転員等操作時間を与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温度よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力及び温度上昇に対する格納容器スプレイによる抑制効果は大きくなるが、評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。
外部水源の容量	7,000m ³	7,000m ³ 以上 （合計貯水量）	輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。	—
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上 （合計貯水量）	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。	—

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 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3 / 4)

項目	解析条件 (初期条件、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			
起回事象	給水流量の全喪失	-	原子炉水位の低下の観点で 厳しい事象を設定	起回事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力パウンダリ喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。	起回事象として、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力パウンダリ喪失を仮定した場合は減圧操作が不要となる。
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による 原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	-	高圧注水機能として原子炉 隔離時冷却系及び高圧炉心 スプレイ系の機能喪失を、低 圧注水機能として残留熱除 去系 (低圧注水モード) 及び 低圧炉心スプレイ系の機能 喪失を設定するとともに、重 大事故等対処設備による原 子炉注水機能の喪失を設定 また、すべての非常用デー ゼル機等の機能喪失を設定	-	-
外部電源	外部電源なし	-	全交流動力電源喪失を想定 するため、外部電源なしを設 定	-	-
高温ガスによる 配管等のクレンジ ブ破損や漏えい 等	考慮しない	発生する可能性は否定できない	原子炉圧力を厳しく見積も るものとして設定	東京電力福島第一原子炉発電所の事故に対する炉心・格納容器の推定の評価において、炉内核計装配管のドライチューブ、逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合、原子炉圧力を減圧させることとなるため、減圧の規模によっては原子炉減圧操作を回避する可能性もある。放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。	東京電力福島第一原子炉発電所の事故に対する炉心・格納容器の推定の評価において、炉内核計装配管のドライチューブ、逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合、原子炉圧力を減圧させることとなるため、減圧の規模によっては原子炉減圧操作を回避する可能性もある。放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。

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となるパラメータによる影響（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（4 / 4）

項目	解析条件（初期条件、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よる影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムとするものとして設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低（レベル2）	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて原子炉格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて原子炉格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa [Gage] 367~377t/h/個	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
格納容器代替スプレイ系（可搬型）	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
ペーパー型代替注水系（可搬型）	原子炉圧力容器破損前：120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前：120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
残留熱代替除去系	原子炉圧力容器破損後：崩壊熱相当に余裕を見た注水量にて原子炉格納容器下部に注水 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損後：崩壊熱相当に余裕を見た注水量にて原子炉格納容器下部に注水 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	残留熱代替除去系の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約6MW（サブレーション・ブール水温度：100℃、海水温度30℃において）	残留熱代替除去系からの原子炉補機代替冷却系への伝熱容量：約6MW（サブレーション・ブール水温度：100℃、海水温度30℃において）	原子炉補機代替冷却系設計値（残留熱代替除去系による格納容器スプレイ流量 120m ³ /hとした場合）として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
可搬式窒素供給装置	総注入流量：100m ³ /h [normal] ・窒素：99.9m ³ /h [normal] ・酸素：0.1m ³ /h [normal] ガス温度：35℃	総注入流量：100m ³ /h [normal] ・窒素：99.9m ³ /h [normal] ・酸素：0.1m ³ /h [normal] ガス温度：35℃	総注入量は原子炉格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。

表3 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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	解析上の操作開始時間の考え方					
原子炉急速減圧操作 操作条件	原子炉水位が燃料棒有効長燃料棒より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点（事象発生から約1.0時間後）	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】 原子炉水位が燃料棒有効長燃料棒より燃料棒有効長の20%上の位置に到達するまでには事象発生から約1.0時間の時間余裕があり、原子炉水位は事故時の重要監視パラメータとして継続監視しているため、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れが操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧操作は、中央制御室の制御盤での簡単な操作であるため、操作所要時間が減圧開始に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）手動開放操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はななく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤での簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉水位が燃料棒有効長の20%上の位置に到達するまでには事象発生から約1.0時間の時間余裕があり、また、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧操作は原子炉水位の低下傾向を確認しながらあらかじめ準備することが可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の操作と同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉急速減圧操作については、原子炉圧力容器破損までに完了する必要があるが、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約5.4時間あり、準備時間が確保できていることから、時間余裕がある。	訓練実績等により、原子炉水位が燃料棒有効長の20%上の位置に到達後、速やかに逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧操作を開始、想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

表3 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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	解析上の条件設定の考え方				
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始、ペデスタル水位が2.4mとなる注水量（225m ³ ）が注水されたことをもって停止する（事象発生から約3.1時間後）	炉心損傷後の原子炉压力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始、ペデスタル水位が2.4mとなる注水量（225m ³ ）が注水されたことをもって停止する（事象発生から約3.1時間後）	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて原子炉スクラムを確認した場合に緊急時対策要員（現場）を招集することとしており、高圧・低圧注水機能喪失を判断した場合には直ちに可搬型による注水準備操作に着手することとしている。この認知に係る時間として10分間を想定している。そのため、認知遅れ等による操作時間に与える影響はなし。</p> <p>原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、損傷炉心への注水による冷却性を確保するため、原子炉压力容器下鏡温度は継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉压力容器破損前の初期水張りには、中央制御室にて弁操作を行う運転員と、現場にて可搬型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行う緊急時対策要員（現場）が各々配置されている。注水準備操作は現場にて緊急時対策要員（現場）が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】</p> <p>現場での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水準備操作は、移動時間を含め、事象発生から2時間10分で行うことを想定している。この後、原子炉压力容器下鏡温度300℃到達を確認し、中央制御室で常設代替交流電源設備により確保した電源により弁操作を行うことにより注水を開始することとなる。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>現場にて緊急時対策要員（現場）が格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行ったのち、中央制御室にて運転員が弁操作を行うことにより注水は開始される。当該操作に対応する運転員、緊急時対策要員（現場）に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室内における操作は、操作盤での簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また緊急時対策要員（現場）の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>美態の操作開始時間は解折上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部への注水準備として、全ての非常用炉心冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判断をした後に開始し、所要時間は約2.5時間で完了する。その後、ペデスタル水位2.4mまで注水は約1.9時間で完了することから、水張りを原子炉压力容器下鏡温度300℃到達時点である事象発生から約3.1時間後に開始すると、事象発生から約5.0時間後に水張り完了から、約5.4時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.4時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉压力容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）については、原子炉压力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達後、速やかに注水することが望ましいが、原子炉压力容器破損前は、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</p> <p>原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部への注水準備として、全ての非常用炉心冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判断をした後に開始し、所要時間は約2.5時間で完了する。その後、ペデスタル水位2.4mまで注水は約1.9時間で完了することから、水張りを原子炉压力容器下鏡温度300℃到達時点である事象発生から約3.1時間後に開始すると、事象発生から約5.0時間後に水張り完了から、約5.4時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.4時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>解折上は作業成立性を踏まえ事象発生から約3.1時間後としており、このうち、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉压力容器破損前の初期水張りの系統構成は、所要時間2時間10分想定のとおり、訓練実績では約1時間41分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。</p>

表3 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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱）（3/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損後の注水） 操作条件	解析上の操作開始時間 原子炉压力容器破損を認識した場合（事象発生から約5.4時間後）	原子炉压力容器破損後の原子炉压力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響を考慮し設定	操作の不確かさ要因 【認知】 溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後、原子炉格納容器下部に崩壊熱に余裕を見た流量の注水を行うが、溶融炉心の落下はペデスタル温度、格納容器圧力等の監視により認知可能である。これらのパラメータは原子炉压力容器破損判断のため継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りに引き続いて行う操作であり、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。 【移動・操作所要時間】 溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りに引き続いて行う操作であり、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。 【他の並列作業有無】 溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りに引き続いて行う操作であり、当該操作を行う運転員、緊急時対策要員（現場）に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 緊急時対策要員（現場）の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉压力容器破損まで事象発生から約5.4時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間の時間余裕がある。また、溶融炉心落下後の注水操作はペデスタル温度、格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉压力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響も小さい。	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉压力容器が破損するまでの時間は事象発生から約5.4時間あり、また、溶融炉心落下後に、原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びシリコンウーム水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間の時間余裕がある。	訓練実績等により、条件成立を前提として約6分間でペデスタル代替注水系（可搬型）による注水操作を開始可能である見込みを得た。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

表3 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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（4/5）

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目とパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
残留熱除去による溶融炉冷却及び原子炉格納容器熱操作 操作条件	解析上の操作開始時間 事象発生から10時間後	原子炉補機冷却系準備時間を考慮し設定	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の非常用高圧系統の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより原子炉補機冷却系及び残留熱代替除去系の準備を開始する手順としているため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>残留熱代替除去系及び原子炉補機冷却系による格納容器除熱のために、中央制御室での操作及び現場にて弁操作を行う運転員と、大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水補給、移動式代替熱交換設備への冷却水供給のホース敷設、接続等を行う緊急時対策要員（現場）が配置されている。ホース敷設、接続等は現場にて緊急時対策要員（現場）が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】</p> <p>残留熱代替除去系及び原子炉補機冷却系による格納容器除熱開始では、常設代替交流電源設備による電源確保、原子炉補機冷却系連動のための大型送水ポンプ車による移動式代替熱交換設備への海水補給、移動式代替熱交換設備による冷却水供給を行うことにより、電源及び冷却水を確保したうえで残留熱代替除去系の起動操作を行う。</p> <p>[常設代替交流電源設備による電源確保]</p> <p>中央制御室及び現場にて運転員が行う操作であり、常設代替交流電源設備の起動、受電操作に10分、非常用高圧母線への受電操作に1時間10分（準備1時間、操作10分）の合計1時間20分で実施すると設定した。</p> <p>[原子炉補機冷却系準備操作]</p> <p>原子炉補機冷却系を通じて崩壊熱の除去、補機冷却のための冷却水を供給するための操作である。移動式代替熱交換設備の冷却水として大型送水ポンプ車にて海水を供給するためのホース敷設、接続、崩壊熱の除去、補機冷却のための冷却水供給のためのホース敷設、接続等を現場にて緊急時対策要員（現場）が行うものであり、本操作は7時間20分（移動含む）で実施すると設定し、冷却ポンプのためのケーブル接続、受電に1時間40分（移動含む）を設定した。また、現場（原子炉建物内）にて運転員が弁操作を1時間40分（移動含む）にて行うことを設定した。緊急時対策要員（現場）によるホース敷設、ケーブル接続、運転員による系統構成は並列操作であるが、独立して行える操作であることから並列操作を行うことにより操作時間が長くなることはないと設定した。</p> <p>移動式代替熱交換設備による冷却水供給の準備を行うと設定した。</p> <p>常設代替交流電源設備による電源確保、原子炉補機冷却系準備操作は独立して行える操作であることから並列操作を行うことにより操作時間が長くなることはないと設定し、10時間後から中央制御室にて運転員が10分程度で残留熱代替除去系を起動し、10時間後から残留熱代替除去系により格納容器除熱を開始するものとして設定した。</p> <p>【他の並列操作】</p> <p>上述のとおり、残留熱代替除去系の起動操作までに行う操作は並列操作となるが、それを加味して操作所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確かさ】</p> <p>緊急時対策要員（現場）、運転員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	解析上の操作開始時間として事象発生から10時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作開始時間は解析上の想定と同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機冷却系準備期間を考慮して設定した。原子炉補機冷却系準備期間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性がある。残留熱代替除去系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	原子炉補機冷却系準備期間が早まるため、時間余裕がある。なお、本操作は大幅に遅れるような事態になつた場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう継続してペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。	原子炉補機冷却系準備期間が早まるため、時間余裕がある。また、本操作は大幅に遅れるような事態になつた場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう継続してペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイを行うこととなる。	訓練実績等 解析上は作業成立性を踏まえ事象発生から10時間後としており、このうち、原子炉補機冷却系準備操作（資機材配置及びホース施設、起動及び系統水張り）は、所要時間7時間20分想定であるところ、訓練実績では約5時間41分、また、残留熱代替除去系の準備操作（中央制御室系統構成）は、所要時間30分想定のところ、訓練実績では約9分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。

表3 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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（5/5）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	解析上の操作開始時間から12時間後	<p>【認知】 原子炉補機代替冷却系の準備が完了後準備を開始する手順としていたため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給のために、現場にて可搬式窒素供給装置の準備、起動を行う緊急時対策要員（現場）が配置されている。現場にて緊急時対策要員（現場）が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 現場での緊急時対策要員（現場）によるホース敷設等の格納容器内窒素供給準備操作は移動時間を含め2時間で行うことにより、事象発生から12時間まで窒素供給準備を完了することを想定している。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作】 現場にて緊急時対策要員（現場）が可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給のための準備操作を行ったのち、現場にて緊急時対策要員（現場）が弁操作を行うことにより窒素供給は開始される。当該操作を行う緊急時対策要員（現場）に窒素供給開始時に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 緊急時対策要員（現場）の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>解析上の操作開始時間から12時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響と時間ほぼ同等であり、操作開始時間とほぼ同等である。また、本操作の操作開始時間、原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、残留熱代替除去系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給開始までの時間は、事象発生から12時間あり、準備時間が確保できることから、本操作には時間余裕がある。なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、酸素濃度が可燃限界に到達しないよう監視し、酸素ベント基準に到達した場合には格納容器ベントにより水素ガス及び酸素ガスの排出を行うこととなる。</p>	<p>解析上は作業成立性を踏まえ事象発生から約3.1時間後以降としており、このうち、大量送水車への給油作業は、所要時間2時間30分想定のところ訓練実績等では約2時間12分である。想定で意図している作業が実施可能であることを確認した。</p>	
	操作条件	<p>原子炉補機代替冷却系及び可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定</p>	<p>送水車への燃料補給は、解析条件で想定している操作の成立や継続に必要な作業。作業成立性を踏まえ設定</p>	<p>原子炉下部注水を行う大量送水車への燃料補給</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

7日間における水源の対応について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

○水源

輪谷貯水槽（西1／西2）※：約7,000m³（約3,500m³×2）

※設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①格納容器代替スプレイス系（可搬型）によるペデスタル注水

原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始し、ペデスタル水位2.4m（注水量225m³）到達後停止

②ペデスタル代替注水系（可搬型）によるペデスタル注水

原子炉圧力容器破損以降、崩壊熱相当に余裕を見た量で注水

○時間評価

事象発生12時間までは輪谷貯水槽（西1／西2）を水源としてペデスタル注水を実施するため、輪谷貯水槽（西1／西2）水位は減少する。事象発生後約10時間後から、サブレッション・チェンバのプール水を水源とした残留熱代替除去系の運転を実施する。

○水源評価結果

時間評価の結果から輪谷貯水槽（西1／西2）が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、約600m³必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

$$225\text{m}^3 + (55\text{m}^3/\text{h} \times 4.6\text{h}) + (35\text{m}^3/\text{h} \times 2\text{h}) \div 600\text{m}^3$$

7日間における燃料の対応について
 (高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

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

時系列	合計	判定
大量送水車 1台起動 $0.0677\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 11.3736\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 73m^3	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約 730m^3 であり、7日間対応可能
大型送水ポンプ車 1台起動 $0.31\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 52.08\text{m}^3$		
可搬式窒素供給装置 1台起動 $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$		
ガスタービン発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $2.09\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 351.12\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 352m^3	ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約 450m^3 であり、7日間対応可能
緊急時対策所用発電機 1台 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

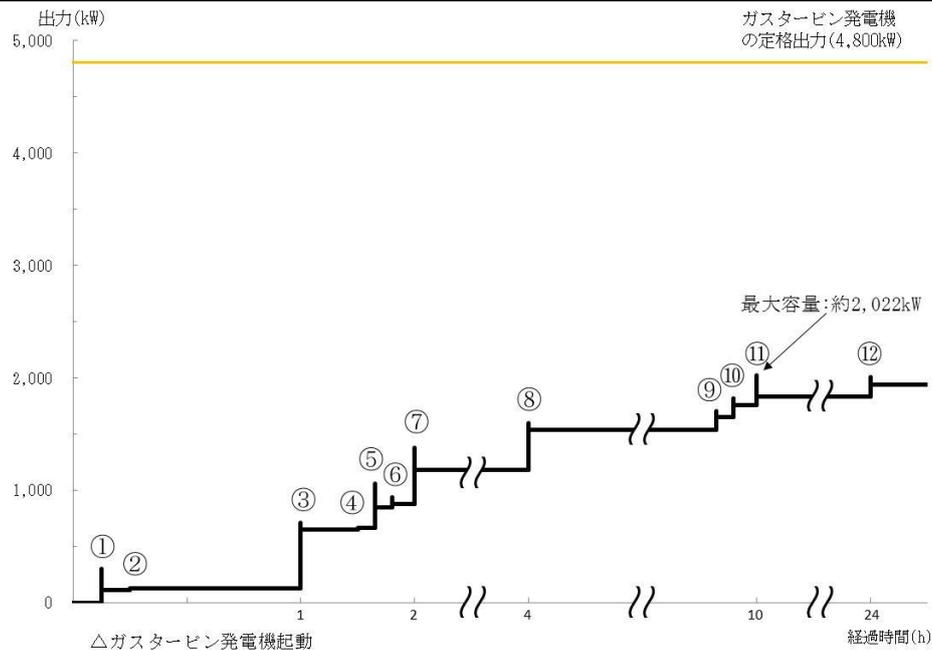
常設代替交流電源設備の負荷（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

主要負荷リスト

電源設備：ガスタービン発電機

定格出力：4,800kW

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	代替所内電気設備負荷（自動投入負荷）	約 18	約 129	約 129
③	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系，モニタリング・ポスト他（D系高圧母線自動投入負荷）	約 518	約 713	約 647
④	格納容器水素濃度（S A），格納容器酸素濃度（S A）監視設備	約 20	約 667	約 667
⑤	B－中央制御室送風機	約 180	約 1,062	約 847
⑥	B－中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 939	約 877
⑦	B－中央制御室冷凍機	約 300	約 1,379	約 1,177
⑧	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系他（C系高圧母線自動投入負荷）	約 359	約 1,598	約 1,536
⑨	A－淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,706	約 1,646
⑩	B－淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110	約 1,816	約 1,756
⑪	残留熱代替除去ポンプ	約 75	約 2,022	約 1,831
⑫	B－燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 2,006	約 1,941



常設代替交流電源設備の負荷積算イメージ

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.3.1 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX及びLOCAである。

(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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は、溶融炉心が水中に落下し、細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し、そこに何らかの外乱が加わることによって蒸気膜が崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。このことから、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

（添付資料3.3.1、3.3.2）

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧力スパイク」という。）が発生する。

上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧力スパイクについてその影響を評価する。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力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。

また、溶融炉心の落下後は、ペデスタル代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに、原子炉格納容器内における水素燃焼を防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下を想定す

る。この状況では、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、熔融炉心落下前に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への水張りを行うことから、熔融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお、この水張り深さは、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧カスパイクの発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「熔融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して2.4mとしている。

また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からk.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すg.及びh.である。なお、g.の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部における「熔融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉格納容器下部への注水量及びペDESTAL水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。

(添付資料3.3.3)

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(1)図から第3.2.1-1(4)図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(2)図及び第3.2.1-1(3)図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋FCI発生」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。

また、「1.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に

示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、原子炉格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化）並びに原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。

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、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.3.2-1(1)図及び第3.3.2-1(2)図に、格納容器圧力、格納容器温度、ペDESTAL水位及び注水流量の推移を第3.3.2-1(3)図から第

3.3.2-1(6)図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約193kPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約123℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、原子炉格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 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。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

(添付資料 3.5.1)

3.3.3 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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含むすべての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生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、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対して、エントレインメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。

なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生

している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。

本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさ

は小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損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格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.3.4)

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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉压力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、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格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）はHDR実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWRの格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、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压力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認してお

り、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約5.4時間後）に対して早まる時間はわずかであることから、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溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

(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3.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）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。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 35℃ に対して最確条件は 31℃ 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部のプール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断 L O C A を考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡

温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の 35℃ に対して最確条件は 31℃ 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時の原子炉格納容器下部のプール水温度が低くなるが、原子炉格納容器下部のプール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、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、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断 L O C A + E C C S 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉压力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第 3.3.3-1(1)図に示すとおり、事象発生から約 3.3 時間後に原子炉压力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約 301kPa[gage]であり、圧力スパイクの最大値は本評価の結果より高くなるものの、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。

(添付資料3.3.4, 3.3.5)

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

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下

部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。

（添付資料3.3.4）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.3.4）

(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。

操作条件の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、原子炉格納容器下部への注水準備として、すべての非常用炉心冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判断をした後に開始し、所要時間は約 2.5 時間で完了する。その後、ペDESTAL水位 2.4m までの注水は約 1.9 時間で完了することから、水張りを原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時点である事象発生から約 3.1 時間後に開始すると、事象発生から約 5.0 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.0 時間後の水張りの完了から、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 0.4 時間程度の時間余裕がある。

（添付資料3.3.4）

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.3.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部へ2.4mの水張りを実施する手段を整備している。

格納容器破損モード「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「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋FCI発生」について、有効性評価を行った。

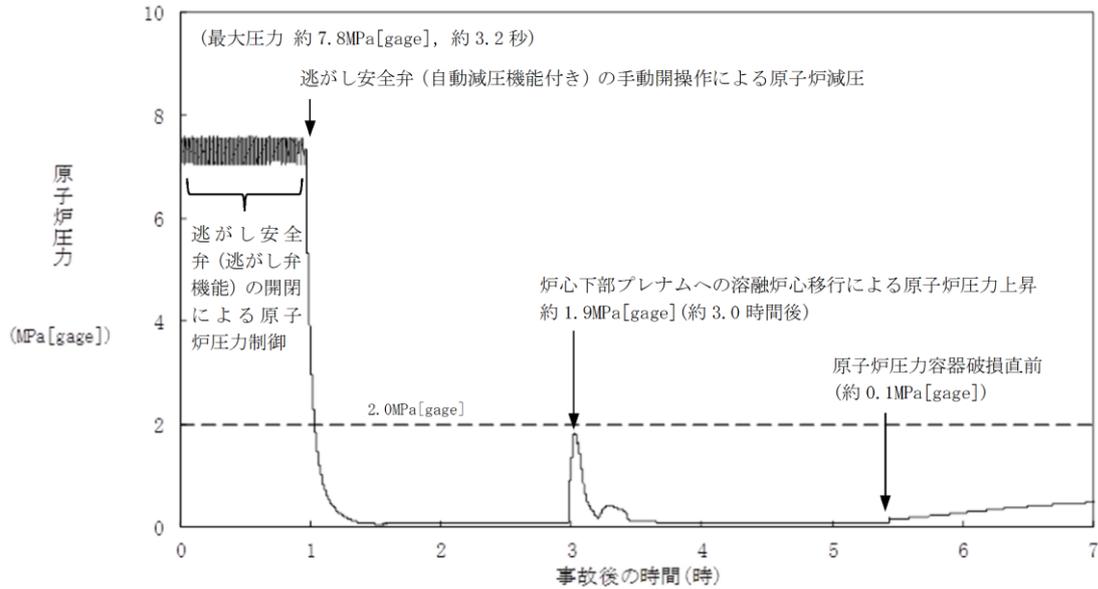
上記の場合には、水蒸気発生によって圧カスパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力853kPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。

（添付資料 3.5.1）

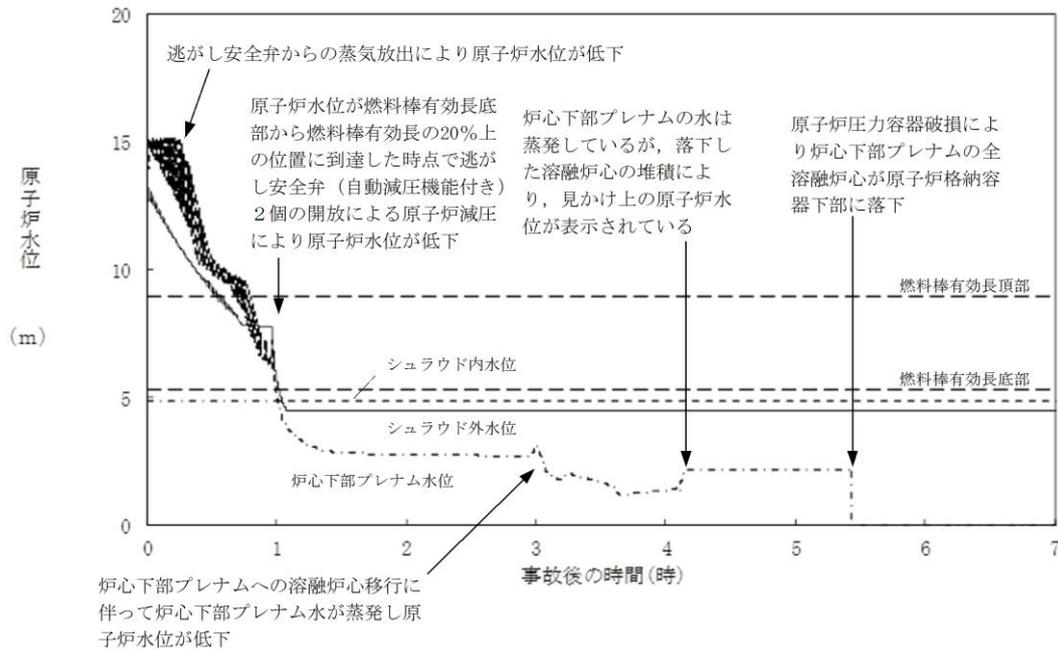
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

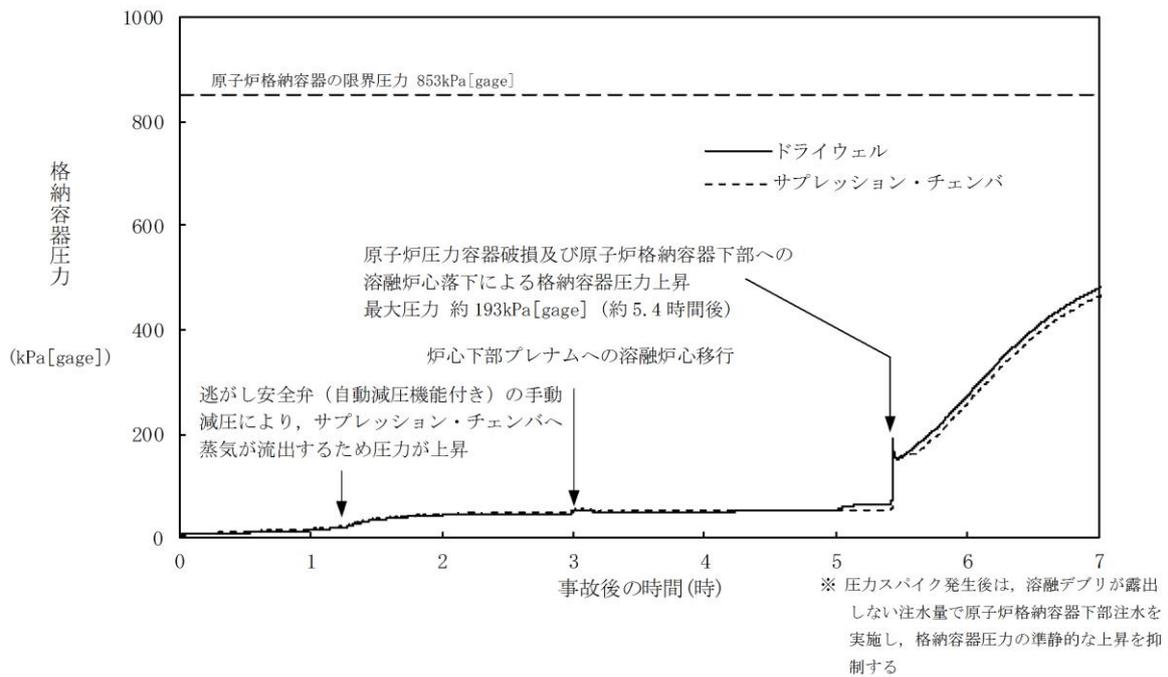
以上のことから、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



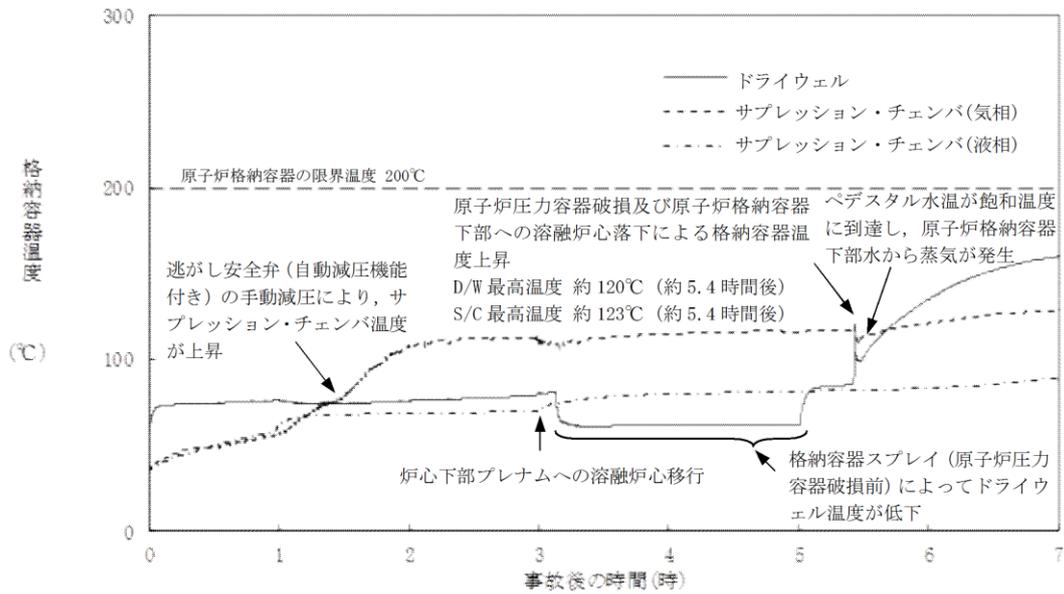
第 3.3.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移



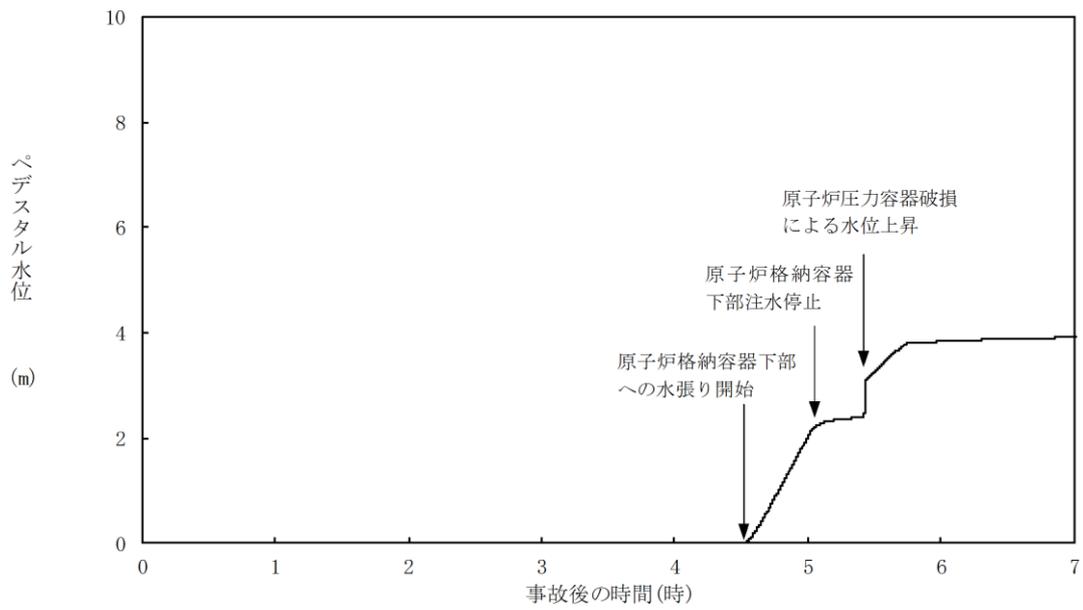
第 3.3.2-1(2) 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



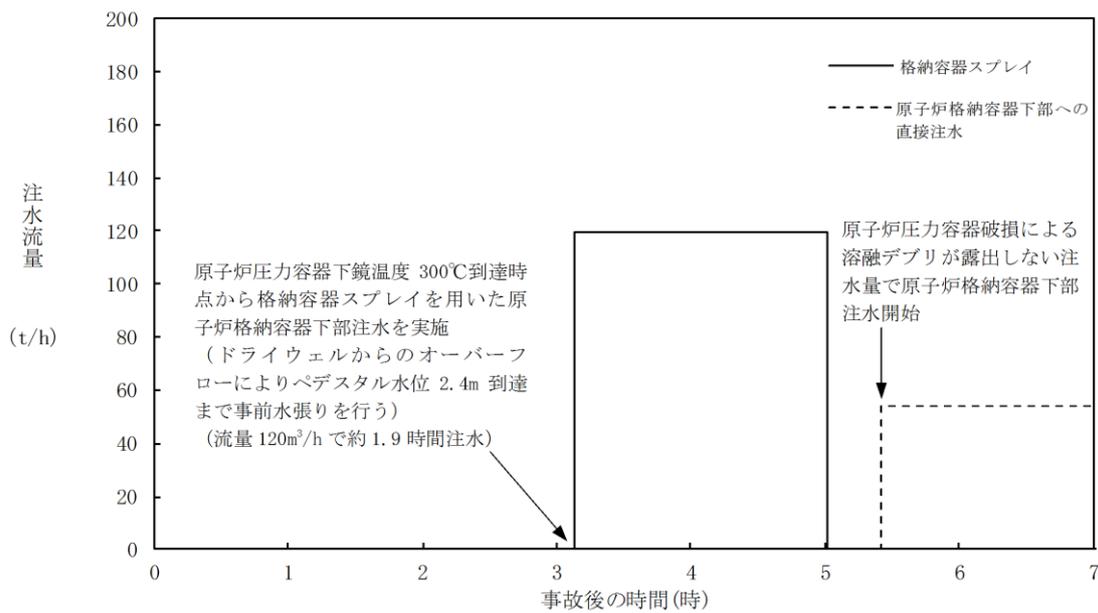
第 3.3.2-1(3) 図 格納容器圧力の推移



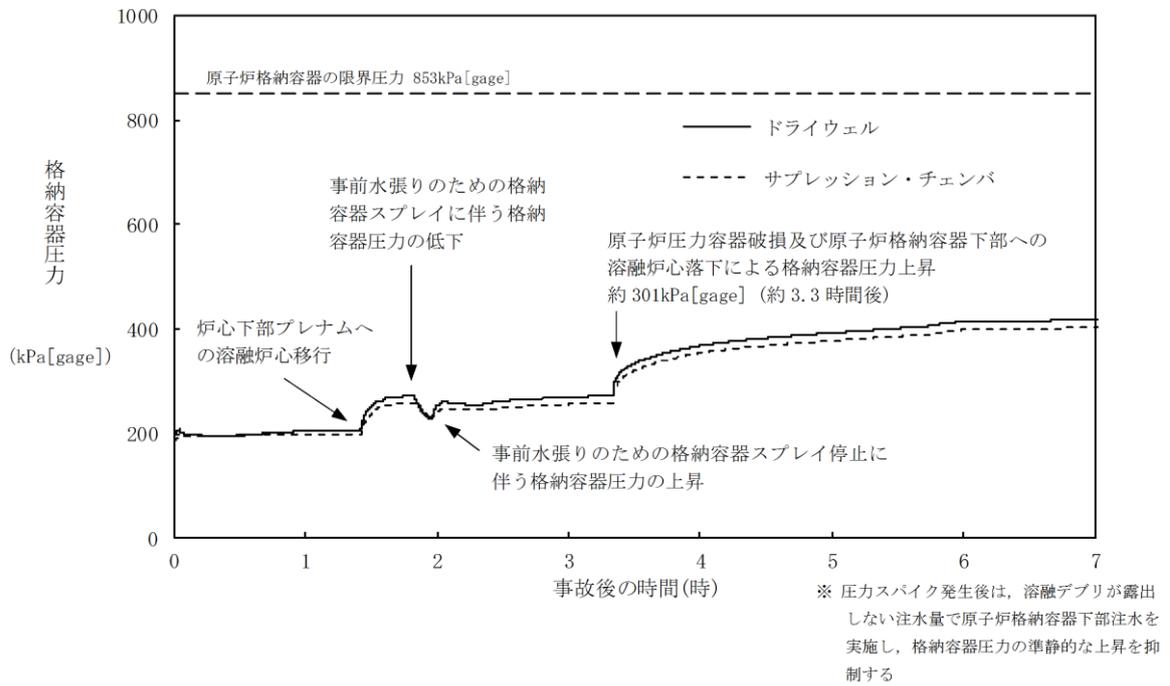
第 3.3.2-1(4) 図 格納容器温度の推移



第 3. 3. 2-1 (5) 図 ペDESTAL水位の推移



第 3. 3. 2-1 (6) 図 注水流量の推移



第 3.3.3-1(1) 図 格納容器圧力の推移 (大破断 LOCA + ECCS 機能喪失)

原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に関する知見の整理

1. 原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の概要

炉心損傷後、溶融燃料と冷却材が接触すると、一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを「溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」と呼ぶ。また、FCIのうち、溶融炉心が水中に落下した際に溶融炉心の周囲に形成される蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象を「水蒸気爆発」と呼び、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇を「圧カスパイク」と呼ぶ。

原子炉压力容器底部から溶融炉心が流出し、原子炉格納容器下部で冷却材と接触することで発生するFCIを「原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用（炉外FCI）」と呼ぶ。これまでの研究では、炉外FCIにおける水蒸気爆発現象を以下のような段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。

- ① 原子炉压力容器から落下する溶融炉心（デブリジェット）が冷却材中に落下する。冷却材と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して冷却材中に分散する（エントレイン）。細粒化した溶融炉心（以下「デブリ粒子」と称す。）は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う冷却材との混合状態となる（粗混合）。
- ② さらに、自発的もしくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が不安定化し（トリガリング）、デブリ粒子と冷却材が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却材の接触を促進し（伝播）、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。
- ④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域（元々は粗混合領域）の膨張により運動エネルギーが発生し、構造材を破壊する要因となる。

水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があり、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇（圧カスパイク）が発生する。

2. 水蒸気爆発が発生する可能性について

これまでの代表的なFCIの実験として、JRCイストラ研究所で実施され

たFARO実験，KROTOS実験，（旧）原子力発電技術機構で実施されたCOTELS実験，韓国原子力研究所で実施されたTRO I 実験等がある。これらの実験ではUO₂混合物と模擬溶融物としてアルミナ等を用いている。

これまでの代表的なFCIの実験から得られた知見については，解析コード（MAAPコード）^[1]の「添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について」に示されている。これまでのUO₂混合物を用いた実験では，KROTOS実験及びTRO I 実験の一部の実験ケースにおいて，水蒸気爆発の発生が報告されている。

このうち，KROTOS実験は，溶融炉心が水中に落下している時に容器の底から圧縮ガスを供給し，膜沸騰を強制的に不安定化させて（外部トリガを与えて）いるため，実機で起こるとは考えられない条件で実験した結果であるが，機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発に至っていない。また，外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。

TRO I 実験については，No. 10, 12, 13 及び 14 実験において，外部トリガがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかしながら，TRO I 実験で用いた溶融物の過熱度が実機条件の過熱度（300K 程度）に比べてかなり高いことが水蒸気爆発の発生に至った理由と考えられ，実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は小さいと考えられる。また，自発的に水蒸気爆発が発生したとされる No. 13 のエネルギー変換効率は0.4%であり，KROTOS 実験の例よりは大きくなるが，1%を下回る小さいものである。なお，溶融物の温度を含め，実機を模擬した溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は，いずれも外部トリガがある条件で実施されたものである。

上述のとおり，溶融物の温度を含め，実機を模擬した溶融物を用いたFCI 実験において水蒸気爆発が発生したケースでは，水蒸気爆発のトリガを発生させるための装置を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており，上述の実験で用いられたトリガ装置は蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられるが，一方，実機条件ではこのようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。

以上のことから，実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられ，原子炉格納容器健全性に与える影響はないと考える。

3. 参考文献

- [1] 「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」，東芝エネルギーシステムズ株式会社，TLR-094，日立GEニュークリア・エナジー株式会社，HLR-123，平成30年5月

以上

水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価

1. 評価の目的

水蒸気爆発現象は、粗混合、トリガリング、拡大伝播といった段階的な過程によって説明するモデルが提唱されており、これらをすべて満たさなければ大規模な水蒸気爆発は発生しないと考えられている。

溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは溶融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。

2. 評価に用いた解析コード等

水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コード J A S M I N E、構造応答解析コード A U T O D Y N - 2 D により圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。

これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の (3) に示している。溶融炉心の物性値は J A S M I N E コードに付属している溶融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コード M A A P を用いて評価した、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。

(添付資料 1.5.1)

3. 評価条件

主要解析条件を表 1 に示す。M A A P による解析の結果から溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中央から落下するものとし、溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部に水位 2.4m の水張りが実施されているものとした。

なお、応力評価の対象としている内側鋼板（厚さ 32mm）及び外側鋼板（厚さ 38mm）の降伏応力は約 490MPa である。

4. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギー, 原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を図1, 図2及び図3に示す。また, 参考として, 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図4に示す。外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図5に示す。

水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの最大値は, 約14MJである。このエネルギーを入力とし, 原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果, 原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約233MPa, 外側鋼板にかかる応力は約140MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり, かつ, 弾性範囲内にあることから, 原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお, 構造上, 原子炉格納容器下部内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが, 原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。

以上の結果から, 水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても, 原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障がないことから, 原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。

以上

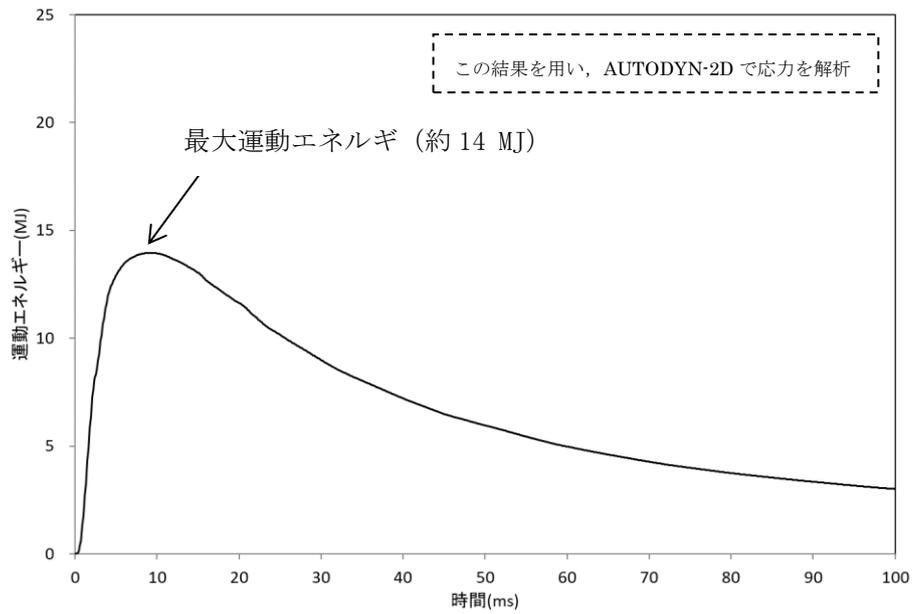


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{※1}

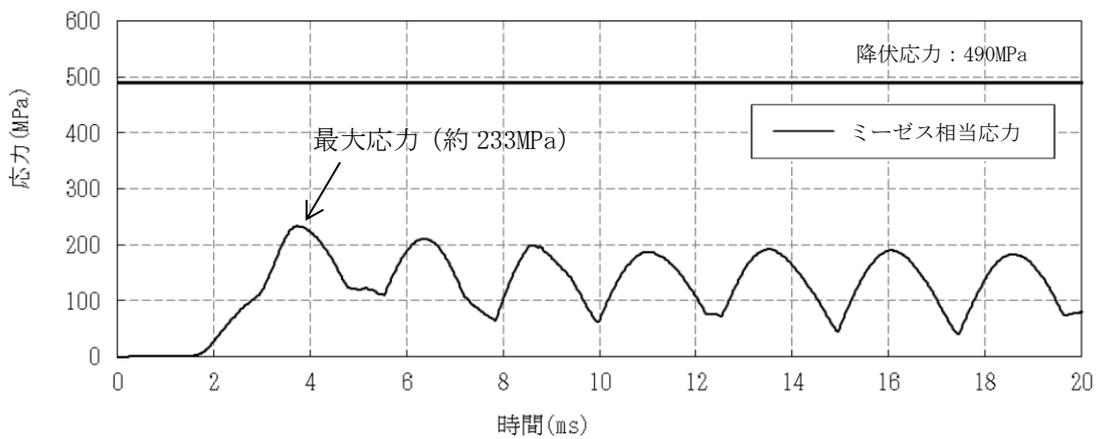


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移^{※1}

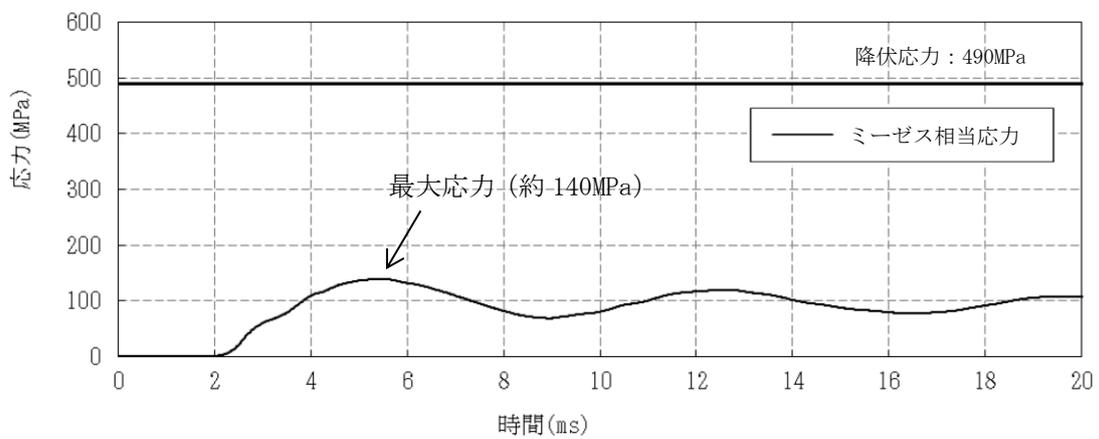


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移^{※1}

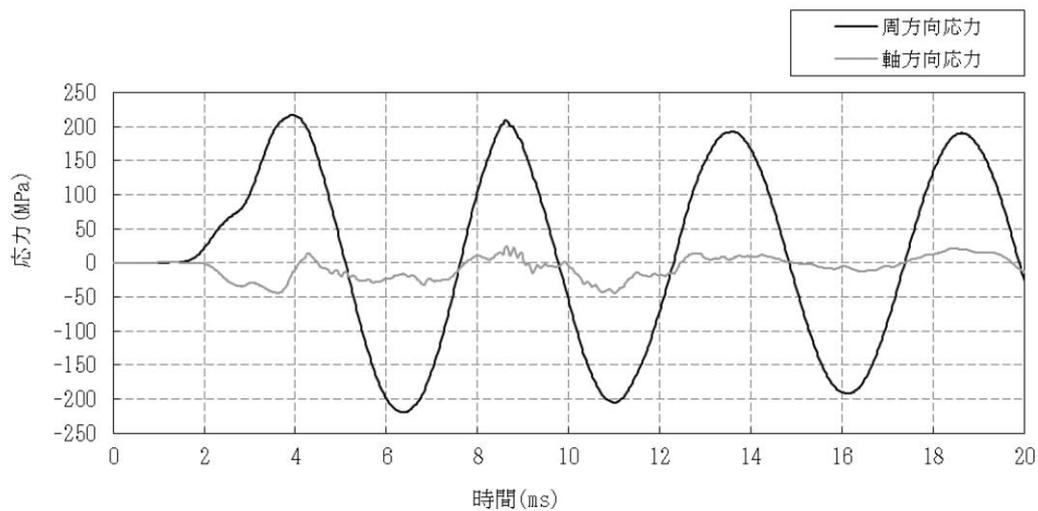


図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移^{※1}

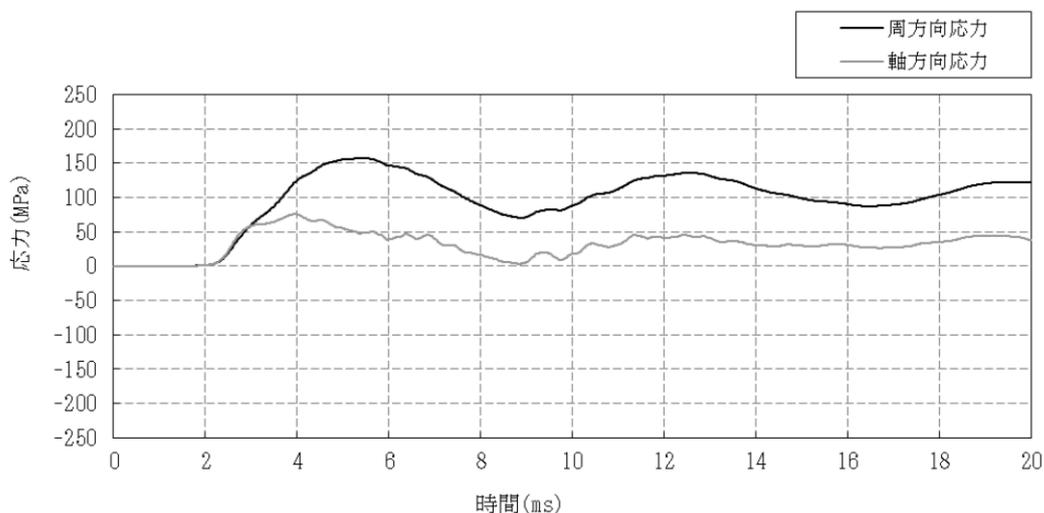


図5 外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移^{※1}

※1 JASMIN Eによって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー（図1）の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、原子炉格納容器下部鋼板の応力の推移（図2～5）を評価している。このため、図1と図2～5の時刻歴は一致しない。

表 1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 (水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP※	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング 1 本の外径として設定
	ペダスタル水深	2.4m	溶融炉心—コネクタリート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りをを行うものとして手順上定めている値
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	35℃	外部水源の水温として設定
JASMINE	粗混合粒子径	4 mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
AUTODYN — 2D	溶融炉心—冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	—

※「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」と重複する条件を除く。

原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性

炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉圧力容器底部から流出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、原子炉格納容器の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。原子炉圧力容器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）に対してはその影響緩和の手段として、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下前の水張り（以下「初期水張り」という。）が有効な対策となる。一方、初期水張りによって、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）による急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器内圧力の急激な上昇（以下「圧力スパイク」という。）が生じるほか、実機条件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの、水蒸気爆発が発生する可能性も考慮に入れる必要がある。初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。

1. 原子炉格納容器下部への水張りのFCIに対する影響

FCIとして生じる主な現象は、圧力スパイクである。

圧力スパイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、水蒸気発生量が低下することで、ピークが低くなる可能性がある一方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなることで、ピークが高くなる可能性もある。

なお、FCIとして生じる現象としては水蒸気爆発も挙げられるが、水蒸気爆発については、 UO_2 主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例はわずかであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、又は溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。^[1-4]また、水深 1.3m 以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させた実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。^[2,5,6]これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生するエネルギーが大きくなることから、構造壁への衝撃荷重が大きくなると考えられる。

2. 原子炉格納容器下部への水張りのMCCIに対する影響

原子炉格納容器下部への初期水張りに失敗し、溶融炉心落下後に注水を開始した場合、これまでの知見^[7-16]からは、溶融炉心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可能性が考えられる。

一方、初期水張りを実施することで、熔融物落下時に熔融炉心が粒子化されるため、クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ、デブリ上面からの除熱と落下時の熔融炉心の急速な冷却(デブリクエンチ)に期待できる。

[5, 6, 17]

3. 原子炉格納容器下部への水張りのDCHに対する影響

DCH に対する格納容器破損防止対策として原子炉の減圧を継続している状況で格納容器スプレイを実施した場合、格納容器の温度が低下し、逃がし安全弁の環境条件の緩和に期待できる。ただし、島根原子力発電所2号炉のようなMark-I改良型格納容器では、スプレイ水が原子炉格納容器下部に流入しペDESTAL水位が上昇することで、水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなることから、そのリスクを踏まえた上で、原子炉格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)においてペDESTAL水位を適切に管理する必要がある。

4. 初期水張りの水位について

(1) 水位の設定

1. 及び2. に示したとおり、初期水張りの水位は、FCIの水蒸気爆発による原子炉格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCIによる原子炉格納容器への影響の観点では高い方が良い。なお、添付資料 3.3.1「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に関する知見の整理」で確認したように、水蒸気爆発が発生する可能性は小さいものと考えられるのに対し、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下するとMCCIは発生するため、MCCIの影響緩和を考慮する必要があるが、島根原子力発電所2号炉の原子炉格納容器下部床面には、熔融炉心に対して耐侵食性を有するジルコニア耐熱材を材料とするコリウムシールドを設置しているため、MCCIによる原子炉格納容器下部のコンクリート侵食を抑制できるという特徴がある。

以上を踏まえ、島根原子力発電所2号炉においては、FCIの圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、MCCI緩和のための熔融炉心の粒子化の効果に期待でき、さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることができる水位として、初期水張り水位を2.4m(コリウムシールド上面からの水位)に設定している。初期水張り水位2.4mにおけるFCI、MCCIの影響や、水張りの実施可能性については、FCI、MCCI各事象の有効性評価で示したとおり、問題がないものとする。

(2) 水位の設定根拠

a. FCIの影響の観点

(i) 水蒸気爆発

1. に示したとおり、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮にFCIによる水蒸気爆発の発生を前提とした場合、ペDESTAL水位について、水位が高い方が熔融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴い原子

炉格納容器下部に与えられる荷重は大きくなる。このことから、原子炉格納容器下部の水深が 2.4m より深い約 3.8m の場合の影響を評価し、問題がないことを確認している。（詳細は別添参照。）

水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMIN Eコードを用い、添付資料 3.3.2 の評価条件（初期水張り水位 2.4m）における、原子炉格納容器下部の空間部での格納容器圧力を評価した。評価結果を図 1 に示す。水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子炉圧力容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷に至ることは想定し難いことから、圧力波による原子炉圧力容器への影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響については、原子炉格納容器の構造上、原子炉格納容器下部において発生した圧力波が減衰されないまま原子炉格納容器上部に到達することは考えにくい。仮に 0.30MPa 程度の圧力波が原子炉格納容器上部の壁面に到達しても、原子炉格納容器の限界圧力（853kPa[gage]）未満であることから、原子炉格納容器が破損に至ることはない。

また、初期水張りの水位が上昇すると、水面から原子炉圧力容器の底部までの距離が短くなる。原子炉格納容器下部で水蒸気爆発が発生した場合には、発生した水蒸気によって水塊がピストン状に押し上げられ、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突する可能性が考えられるが、水面と原子炉圧力容器の底部の距離が短くなることにより、衝突の可能性が高くなることが懸念される。

水塊による水位上昇は、主に原子炉格納容器下部の径 D と初期水位 H_0 のアスペクト比 (H_0/D) によって整理できる。^[19] 初期水張り水位 2.4m の場合、アスペクト比が約 0.42 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 2.4m となる。また、初期水張り水位約 3.8m の場合、アスペクト比が約 0.66 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 7.2m となる。水位約 3.8m の場合、水塊はコリウムシールド上面から約 7.2m まで上昇する可能性があるが、この高さはコリウムシールド上面から原子炉圧力容器の底部までの高さである約 9.5m よりも低いことから、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突することはなく、水塊による衝撃により、原子炉格納容器の支持機能の健全性に与える影響はない。

(ii) 圧力スパイク

初期水張り水位約 3.8m のときの格納容器圧力の評価結果を図 2 に示す。原子炉圧力容器が破損して、熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下する際に圧力スパイクが生じているが、圧力スパイクのピーク圧力は約 216kPa[gage] であり、水位 2.4m の場合の約 193kPa[gage] よりも高くなっているが、原子炉格納容器の限界圧力 853kPa[gage] を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

なお、この理由としては、初期水張り水位の上昇によって原子炉格納容器下部の水量が多くなり、熔融炉心の粗混合量が増加し、水への伝熱量が増加したために、圧力スパイク評価は厳しくなったものと考えられる。

以上の結果から、ペDESTAL水位を現状の初期水張り水位である 2.4m 以上に上昇させた場合であっても、F C Iによって原子炉格納容器が破損に至るおそれはないと考える。

b. M C C I の影響の観点

原子炉压力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保することによって、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性の向上が期待される。

島根原子力発電所 2 号炉では、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、全炉心に相当する量が溶融炉心として原子炉格納容器下部に落下し、落下した溶融炉心は原子炉格納容器下部に様に広がるものとしており、この場合の堆積高さは約 1m となる。しかしながら、デブリ堆積高さの不確かさとしてデブリ粒子化等の影響が考えられることから、これらの不確かさを考慮したデブリ堆積高さの評価を実施し、初期水張りの水深の妥当性^{※1}を確認した。

※1 デブリが水面から露出する状態の悪影響として以下が考えられることから、溶融炉心の落下後において、デブリの冠水状態を維持することを確認する。

① F P 放出に関する悪影響

水面から露出した部分のデブリは冷却されにくく高温状態を維持するため、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が上昇する。この結果、高温のデブリからの F P 放出が継続する。また水面から露出しているデブリから放出された F P については、水中で除去される効果を期待できないことから、原子炉格納容器への F P 放出量が増加する。

② 格納容器過温に対する悪影響

水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため、輻射や対流によりペDESTAL雰囲気や格納容器バウンダリを直接加熱する要因となる。この結果、原子炉格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。

③ M C C I に対する悪影響

水面から露出した部分のデブリは高温状態を維持するため、その下に堆積するデブリの除熱も悪くなり、デブリの平均温度が上昇する。この結果、原子炉格納容器下部床面のコリウムシールドやコンクリートの侵食量が増加し、原子炉格納容器の健全性に影響を与える可能性がある。

(a) デブリ冠水評価

デブリの堆積形状を図 3 に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{debri} は式 (1) で評価する。

$$H_{debri} = H_0 \times (1 - \phi_{ent}) + H_s + H_0 \times \phi_{ent} \div (1 - P) \quad \text{式 (1)}$$

ここで、

H_0 : 初期デブリ高さ [1.039m]

H_s : 原子炉格納容器下部の構造物分のデブリ堆積高さ [0.17m]

Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 相関式^[18]に基づく粒子化割合 (0.38)

P : ポロシティ [0.5] P U L i M S 実験の知見 (0.29~0.37) 及び M A A P コード説明書のデブリ除熱量検討で想定している範囲 (0.26~0.48) から保守的に設定

また、粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため、デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式 (2) で評価する。

$$H_{pool-ent} = H_{pool} - (H_0 \times \phi_{ent} \div (1 - P) \times P) \quad \text{式 (2)}$$

ここで、

H_{pool} : 水プール初期水深 [2.4m]

H_0 : 初期デブリ高さ [1.039m]

Φ_{ent} : R i c o u - S p a l d i n g 相関式に基づく粒子化割合 (0.38)

P : ポロシティ [0.5]

式 (1) からデブリ堆積高さは約 1.6m となる。また、式 (2) から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 2.005m となる。

M A A P コードを用いた有効性評価の結果 (デブリから水プールへの限界熱流束を 800kW/m^2 (圧力依存性あり) と設定) から、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水が実施されず、熔融炉心落下前に張られた水が熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、デブリが露出するまでの時間は、過渡起因事象の場合で原子炉圧力容器破損時点から約 1.4 時間後、L O C A 起因事象の場合で原子炉圧力容器破損時点から約 0.58 時間後であることから、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深条件であって、原子炉格納容器下部注水の開始が遅れた場合でも一定時間冠水維持することが可能であることを確認した。

(b) デブリ堆積形状の不確かさ評価

水プール水位に対してデブリ落下量が多く粒子化割合が小さいことから、落下したデブリは均一に堆積すると考えられる。ここでは、デブリが均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。

P U L i M S 実験において確認されたデブリ堆積高さと拵がり距離のアスペクト比を適用し、デブリ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。

b. (a) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合のデブリの堆積形状として、図 4 のように、連続層については、円柱状に堆積した形状とし、その上に粒子状デブリが円錐状に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、P U L i M S 試験で得られた 1 : 14 を想定する^{*2}。これを元に初期水

張り水位 2.4m における堆積高さを計算した結果、デブリ堆積高さは約 1.9m であり、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 1.7m となることから、デブリは冠水される。計算方法は以下のとおりである。

- ・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床全面に広がった場合であることから、原子炉格納容器下部直径 5.745m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約 0.42m となる。
- ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の体積を除いたものとして求める。
- ・粒子状デブリについては、連続層の上に一様に堆積すると仮定して求める。
- ・デブリ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、デブリ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% 程度である。したがって、伝熱面積の増加によるペDESTAL 水位変化への影響は小さく、デブリ露出までの時間への影響は小さい。

※2 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 740mm×560mm となっている(表 1, 図 5)。アスペクト比としては 1:18~1:14 となっており、デブリ堆積高さの評価としては、保守的に、1:14 を適用し評価を行う。PULiMS 実験は熔融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての体積高さに関する知見として適用できるものである。連続層と粒子状デブリを含めた全体を 1:14 とするため、本評価では円柱状に堆積した連続層の上に粒子状デブリが円錐状に堆積する形状を仮定する。

以上の結果から、デブリ堆積高さの不確かさを考慮しても、初期水張り水位 2.4m においてデブリ冠水が達成できることを確認した。

また、MCCI に対して保守的な評価条件を設定したうえで、初期水張りの有効性を感度解析によって確認している。初期水張りの水位を 2.4m とした場合について、熔融炉心は全量落下するものとし、デブリから水プールへの限界熱流束を格納容器圧力への依存性を考慮しない 800 kW/m^2 一定とした場合であっても、MCCI による侵食量は数 cm (デブリから水プールへの限界熱流束を 800 kW/m^2 (圧力依存あり) と設定した場合、床面 0 cm, 壁面約 4 cm であるのに対し、 800 kW/m^2 一定と設定した場合は、床面 0 cm, 壁面約 13 cm) に留まることを確認していることから、現状の初期水張り水位の設定に問題はないものとする。感度解析の結果を図 6 に示す。

c. まとめ

FCI については、これまでの試験結果から、実機において原子炉格納容器の破損に至るような大規模な原子炉圧力容器外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さ

いと考える。なお、F C I の発生を前提とした評価においても、原子炉格納容器下部の構造損傷に伴う原子炉格納容器の破損には至らず、十分な余裕があることを確認しており、その水位が原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。また、熔融炉心の粒子化の効果等によるM C C I の影響緩和にも期待できる。

上記を踏まえ、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下する状況に対しては、原子炉格納容器下部に 2.4m の初期水張りまで注水を実施する運用としている。

5. 結論

島根原子力発電所 2 号炉においては、F C I が発生した場合の影響を低減しつつ、熔融炉心の粒子化の効果等によるM C C I の影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を 2.4m に設定している。また、ペDESTAL水位が上昇した場合であっても原子炉格納容器が破損に至るおそれはない。

以 上

参考文献

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012
- [2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04
- [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Design. 222, 1-15, 2003
- [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007
- [5] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009, 2006
- [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [7] (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC), 「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」 2003
- [8] B. R. Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CR-0119, Vol.2, 1991
- [9] R. E. Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727, 1987
- [10] R. E. Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993
- [11] M. T. Farmer, et al. "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [12] M. T. Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009
- [13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests : Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006
- [14] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006
- [15] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010
- [16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3) : Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009
- [18] F. B. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol.11, pp.21-32, 1961
- [19] 稲坂 他「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」, 海上技術安全研究報告書 第4巻 第3号, p.323-343, 2004.
- [20] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

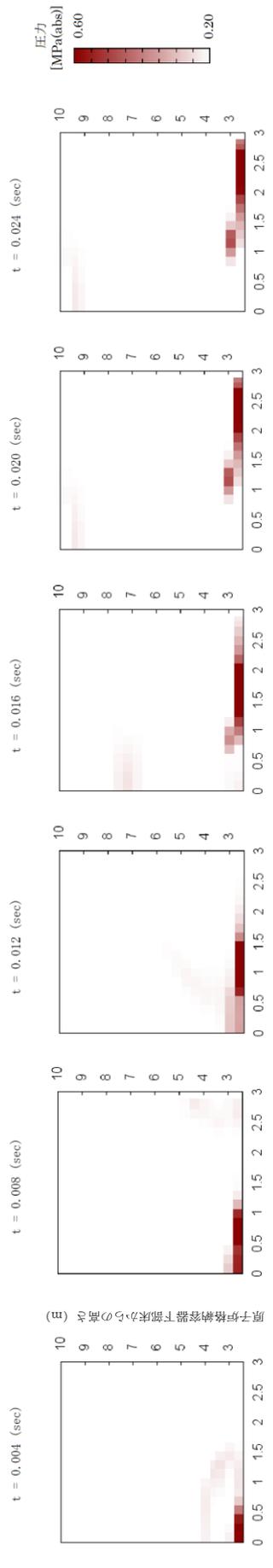


図 1 水蒸気爆発が発生した際の格納容器圧力

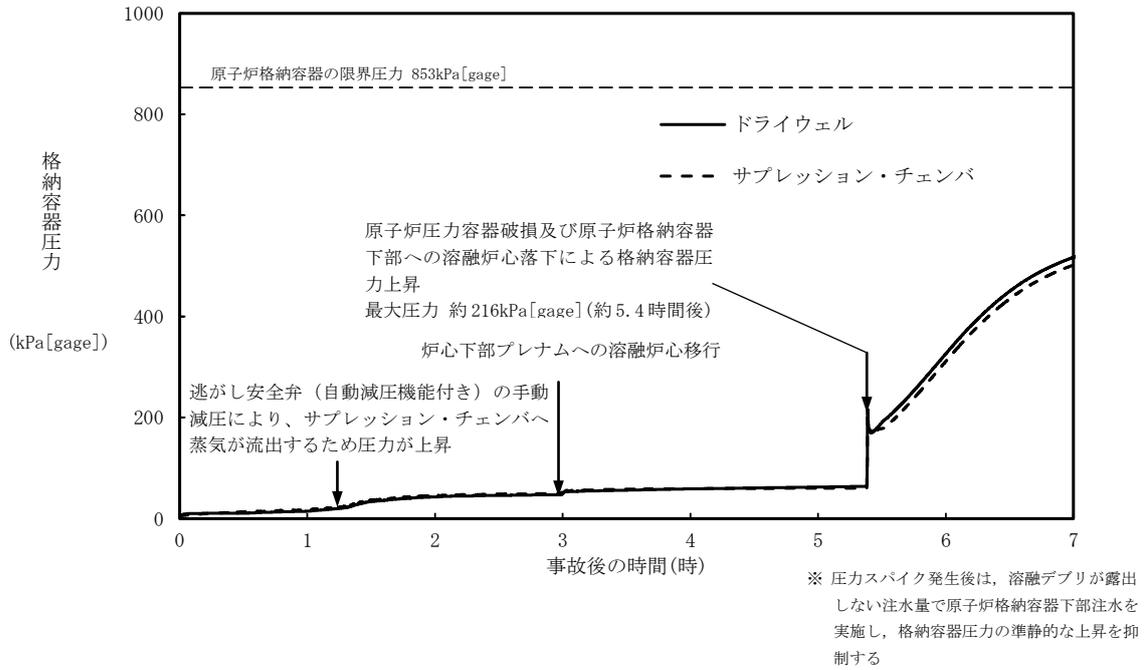


図2 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位約 3.8m)



図3 デブリ堆積高さの概念図

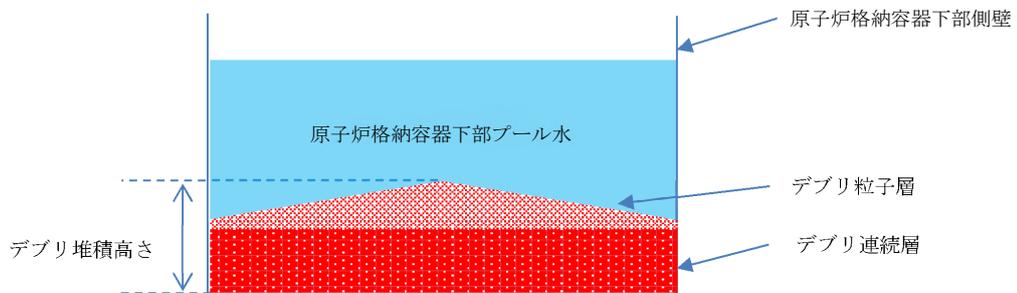


図4 デブリ堆積高さの概念図（不確かさ考慮）



図5 PULiMS実験結果（E4）

表1 PULiMS実験条件と結果^[20]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sol} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

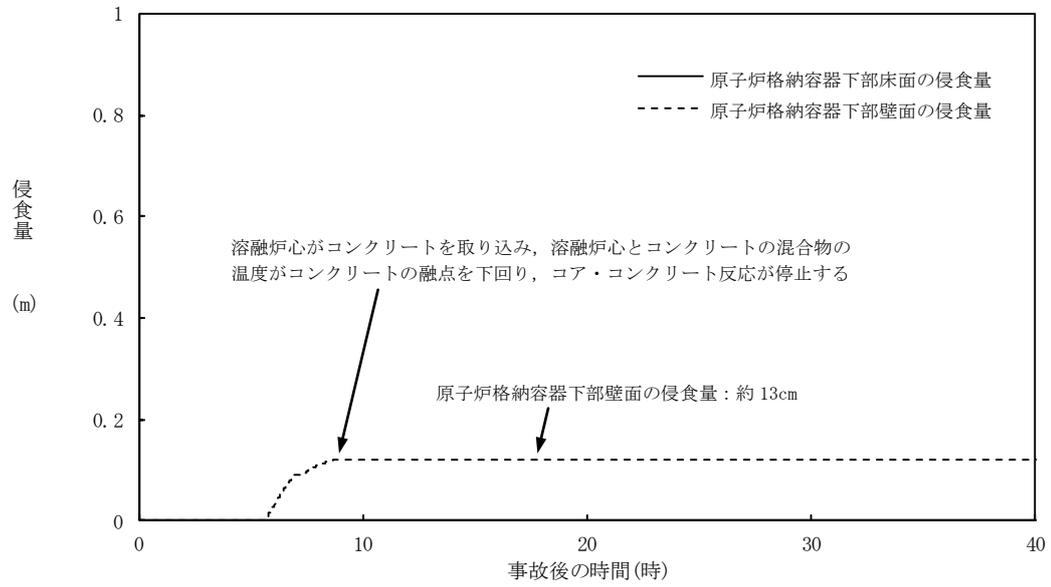


図6 原子炉格納容器下部壁面及び床面の侵食量の推移
 (初期水張り水位 2.4m, 上面熱流束:800kW/m²相当 (圧力依存なし))

水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価 (原子炉格納容器下部への初期水張りの水位が上昇していた場合)

炉心損傷後の事故対応として、原子炉格納容器下部への初期水張りの運用手順を定め、また原子炉格納容器下部及びドライウェルには、重大事故等発生時における貯水状況を把握するための計装設備を設けていることから、水位を適切に管理可能であるが、ここでは、F C Iの有効性評価で設定した原子炉圧力容器破損に至るシナリオにおいて、仮に原子炉格納容器下部への初期水張りの水位が上昇していた場合に、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。

1. 原子炉圧力容器破損前のペDESTAL水位上昇の可能性

格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、スプレイ水が制御棒駆動機構搬出入口より原子炉格納容器下部に流入することによって貯水し、ペDESTAL水位計にて水位 2.4mを確認した後、注水を停止する手順としている。この流路において、原子炉格納容器内の上階フロアの床はグレーチングとなっており、スプレイ水が滞留するような機器や堰はない。制御棒駆動機構搬出入口とドライウェル床面の間には堰があるものの、ドライウェル床面に溜まった水は一樣に上昇し、制御棒駆動機構搬出入口は比較的大きな開口部であることから、スプレイ水はこの開口部を通じて、遅滞なく原子炉格納容器下部に流れ込むと考えられるため、スプレイ水の原子炉格納容器内における滞留による影響は考えにくい。

この操作においてペDESTAL水位を上昇させる要因としては、停止操作判断による時間遅れ及び操作実施後のスプレイ弁全閉までの間、原子炉格納容器下部へのスプレイ水の流入が継続することによって水位が上昇する可能性がある。しかしながら、この要因によってペDESTAL水位が上昇を続けたとしても、制御棒駆動機構搬出入口下端位置（約 3.8m）以上の高さとなるには、ドライウェル床面全体を拡がりながら水位が形成される必要があるため、その水位上昇は緩やかであり、実態の事故対応において大幅な時間遅れが生じることは考えにくいことから、制御棒駆動機構搬出入口下端位置（約 3.8m）よりも高い水位となることはない。

また、その他ペDESTAL水位を上昇させる要因としては、注水の停止後にドライウェルサンプに貯まったスプレイ水が、ドライウェルサンプと原子炉格納容器下部床を接続するドレン配管及びコリウムシールドスリットを通じて、ドライウェルサンプから原子炉格納容器下部に流入する場合（以下「逆流」という。）が考えられる。ただし、この経路を通じて流入する流量は最大で約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL水位上昇率は約 $0.06\text{m}/\text{h}$ であり、注水を停止した後の原子炉圧力容器破損までの逆流による水位上昇分は約 3 cm 程度であることから、F C Iに対して与える影響は小さいと考える。なお、逆流を続けたとしても水頭圧の関係から、制御棒駆動機構搬出入口下端位置（約 3.8m）よりも高い水位となることはない。

2. 評価条件

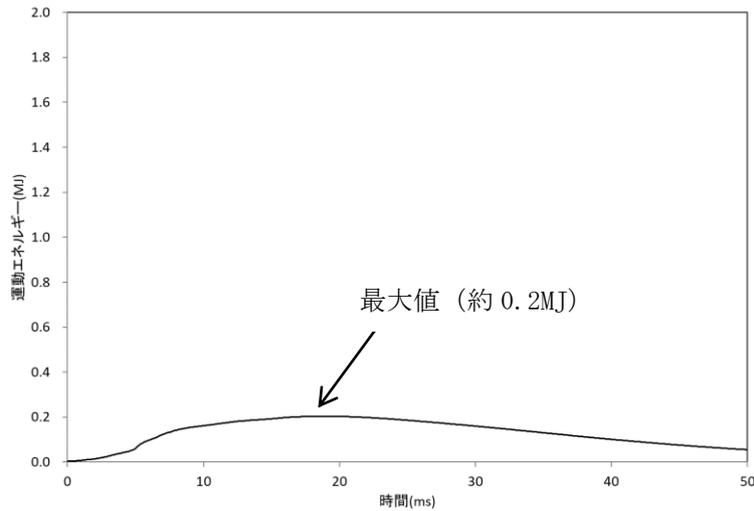
別表 1 に主要入力条件を示す。1. を踏まえ、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下する前に、原子炉格納容器下部に約 3.8m (制御棒駆動機構搬出入口下端位置) の水位が形成されているものとした。

また、ここでは一部現実的な熔融炉心の落下様態を想定した条件 (熔融炉心落下量, 粗混合粒径, トリガリングタイミング) を適用し, その他の条件は, 添付資料 3.3.2 において設定した評価条件と同様とした。

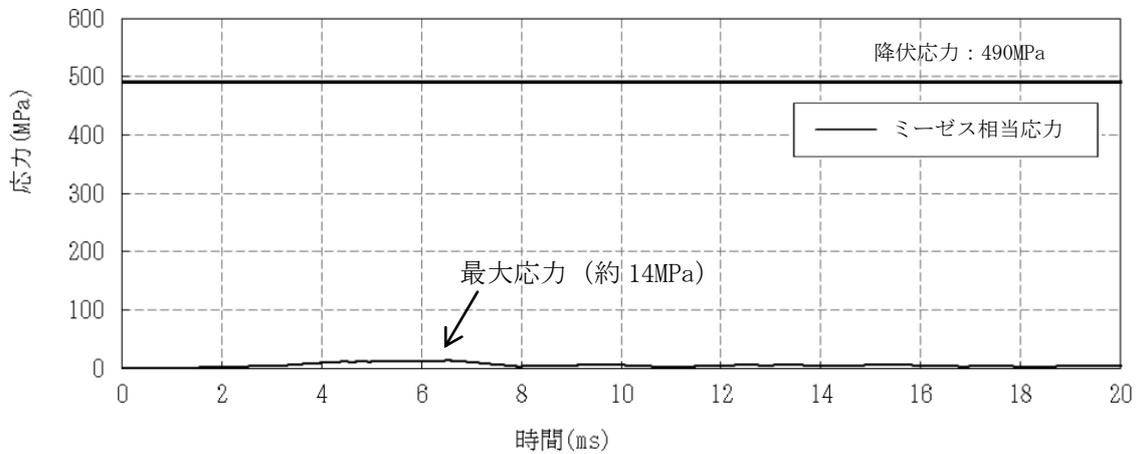
3. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギー, 原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を別図 1, 別図 2 及び別図 3 に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの最大値は約 0.2MJ である。このエネルギーを入力とし, 原子炉格納容器下部の内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果, 原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約 14MPa, 外側鋼板にかかる応力は約 7MPa となった。これは原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の降伏応力 (490MPa) を十分に下回っており, 原子炉格納容器破損に至るおそれはないと考える。

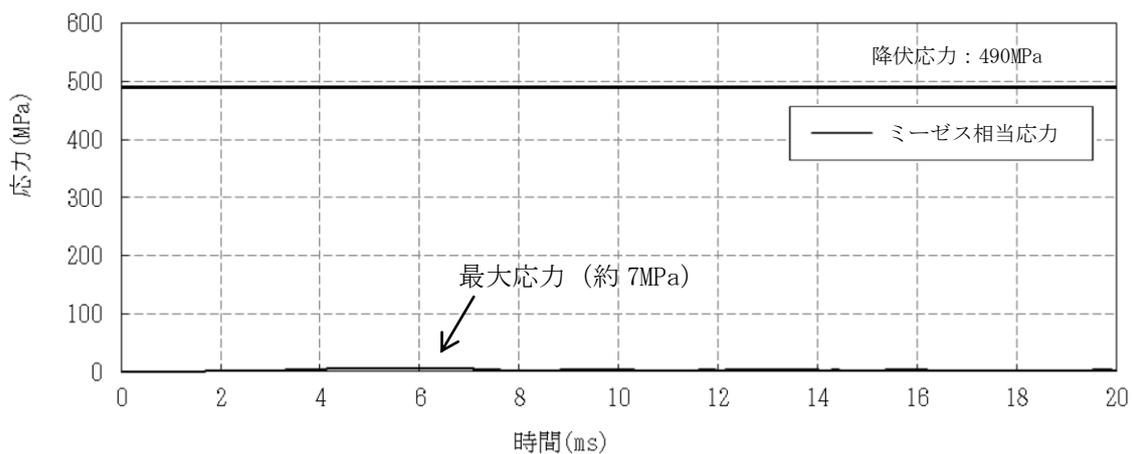
以 上



別図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移 (約 3.8m, 現実的な想定) ※¹



別図2 水蒸気爆発による原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の変化
(約 3.8m, 現実的な想定) ※¹



別図3 水蒸気爆発による原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の変化
(約 3.8m, 現実的な想定) ※¹

※¹ JASMINNEによって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(別図1)の最大値をAUTODYNへの時刻0での入力とし、原子炉格納容器下部鋼板の応力の推移(別図2, 3)を評価している。このため、別図1と別図2, 3の時刻歴は一致しない。

別表1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心—冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価 (約3.8m水位及び現実的な想定による評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
—	原子炉圧力容器の破損径	0.0357m (約10cm ²)	原子炉圧力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積3cm ² に余裕を見込んだ値
JASMINE	ペデスタル水深	3.794m	原子炉格納容器下部に制御棒駆動機構搬出入口下端位置までの高さ (約3.8m) の水位が形成されているものとして設定
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	35°C	外部水源の水温として設定
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等から MAAP4 で計算
	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒子径
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	トリガリングタイミング	溶融物が床面に到達した時点	現実的条件には溶融物が原子炉格納容器下部床面に接触する際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考えられることから設定
AUTODYN-2D	溶融炉心—冷却材相互作用による発生エネルギー	約0.2MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定

粒子化割合の算出

R P V破損時における流出する溶融炉心の粒子化割合を以下のR i c o u – S p a l d i n g 相関式によって評価している。本相関式は、M A A Pにおいても実装されている。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

ここで、

Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]

E_0 : エントレインメント係数 [-]

ΔH_{pool} : プール水深 [m]

d_{dj} : プール底部におけるデブリジェット径 [m]

$d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径^{*1} [m]

ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

※1 解析コードM A A Pによる破損口径の拡大（アブレーション）を考慮評価条件は以下のとおり。

- ・プール水深：2.4m（ペDESTAL水位）
- ・デブリジェット密度 kg/m³（M A A P計算結果^{*2}）
- ・初期デブリジェット径：0.20m（C R D案内管径）

※2 粒子化割合を大きく見積もる観点から、デブリ密度が小さい過渡事象シーケンスの値を使用

以上により評価した結果、粒子化割合は以下のとおり。

- ・エントレインメント係数 の場合：約 29%
（M A A P推奨範囲の最確値^{*3}）
- ・エントレインメント係数 の場合：約 38%
（M A A P推奨範囲の最大値^{*3}）

※3 M A A Pコードにおけるエントレインメント係数は、F A R O実験のベンチマーク解析の不確かさの範囲から、 から である。また、不確かさの範囲のうち、およそ中間となる を推奨範囲の最確値としており、A L P H A – M J B実験の検証解析において、最確値を用いることで実験結果とよく一致する結果が得られている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価について（原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）（1/2）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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		
炉心格納器	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」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を与える影響」にて確認		
						燃料棒内温度変化	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性を確認している。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル(炉心熱水力モデル)	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 事故分析結果と良く一致することを確認した。	RA 実験についての再現性を確認している。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム-水反応速度の係数について)を再確認している。		
						燃料棒表面熱伝達	CORA 実験解析における、燃料棒被覆管、制御棒及びチャネルボグスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。
						燃料棒被覆管酸化	炉心ヒートアップ速度の増加(燃料棒被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、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を確認した。
	燃料棒被覆管変形	炉心モデル(炉心ヒートアップ)	<ul style="list-style-type: none"> ・TQUV、大破断 LOCA シーンケースとも炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部ブレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・初期水張り操作に係る運転員等操作時間を与える影響は小さい。 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心下部ブレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている。 		
						沸騰・ボイド率変化	TQX シーンケース及び中小破断 LOCA シーンケースに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。
	気液分離(水位変化)・対向流	炉心モデル(炉心水位計算モデル)	<ul style="list-style-type: none"> ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCF L を取り取っていないことから水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による燃料棒有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP に対して保守的であるもの、その差異は小さいことを確認している。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP に対して保守的であるもの、その差異は小さいことを確認している。 		
						沸騰・ボイド率変化	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるもの、その差異は小さいことを確認している。
	格納器各領域間の流動	格納器各領域間の流動	格納器モデル(格納器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納器雰囲気温度を十数°C程度高めに、格納器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果は測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納器温度を十数°C程度高めに評価しているが、BWR の格納器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと考えられる。しかし、全体としては格納器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作時間を与える影響はない。	HDR 実験解析では区画によって格納器温度を十数°C程度高めに評価しているが、BWR の格納器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと考えられる。しかし、全体としては格納器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作時間を与える影響はない。	
格納器各領域間の流動							原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード MAAP の評価結果の方が大きく、解析コード SAFER に対して保守的であるもの、その差異は小さいことを確認している。

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（原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）（2/2）

【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 圧力容 器(炉心 損傷後)	リロケー ション	溶融炉心の挙 動モデル (リロケーシ ョン)	・TMI事故解析における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 ことを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、 炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度 解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断LOCAシナシスともに、 炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影 響が小さいことを確認した。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性はある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることか ら、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下 部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性はある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることか ら、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下 部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	構造材と の熱伝達				
原子炉 格納容 器(炉心 損傷後)	原子炉圧 力容器破 損	溶融炉心の挙 動モデル(原子 炉圧力容器破 損モデル)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として、制御 棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用い る最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感 度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳し い条件に基づく解析結果であり、実機における解 析への影響は十分小さいと判断される。	原子炉圧力容器破損に与える影響は小さい。また、運転員等操作時間には影響はない。本評価項目として いる運転員等操作時間には影響はない。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメ ント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BW Rにおいては原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却 材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小 さいことを確認していることから、評価項目となる パラメータに与える影響は小さい。
原子炉 格納容 器(炉心 損傷後)	原子炉外 FCI(溶 融炉心細 粒化) 原子炉外 FCI(デ ブリ粒子 熱伝達)	溶融炉心の挙 動モデル下 部での溶融炉 心挙動)	原子炉圧力容器外FCI現象に関する項目とし てエントレインメント係数及びデブリ粒子径を パラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容 器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感 度が小さいことを確認した。	本評価項目として いる運転員等操作時間には影響はない。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメ ント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BW Rにおいては原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却 材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小 さいことを確認していることから、評価項目となる パラメータに与える影響は小さい。

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よる影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)(1/4)

項目	解析条件(初期条件(作)の不確かさ)		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2.436MWt	2.435MWt以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータによる影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	6.93MPa[gage]	約6.77~ 6.79MPa[gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから、評価項目となるパラメータによる影響はない。
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83cm)	通常水位(気水分離器下端から約+83cm~約+85cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6mであり非常に小さい。従って、事象進展による水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展による影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6mであり非常に小さい。従って、事象進展による水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展による影響は小さい。
	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展による影響は小さいことから、運転員等操作時間による影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展による影響は小さい。
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心毎	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱力学的特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の保守性を考慮	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展による影響は小さいことから、評価項目となるパラメータによる影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の保守性を考慮	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展による影響は小さいことから、評価項目となるパラメータによる影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の保守性を考慮
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979(燃焼度33GWd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979平均的燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下温度に実施すること)に変わりはなく、初期水張り操作を考慮することから、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
格納容器容積(ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。
格納容器容積(サプレッション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³ (設計値)	サプレッション・チェンバ内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展による影響はない。

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よる影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)(2/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータによる影響
	解析条件	最確条件			
真空破壊装置	3.43kPa(ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差(圧))	3.43kPa(ドライウエル・サブプレッジョン・チェンバ間差(設計値))	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータによる影響はない。
サブプレッジョン・プール水位	3.61m(NWL)	約3.59m~約3.63m(実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分の熱容量は約20m ³ 相当であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分の熱容量は約20m ³ 相当であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。
サブプレッジョン・プール水温度	35℃	約19℃~約35℃(実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温度の上限値として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点として原子炉格納容器下部への注水操作を行うこととなるが、本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温より低くなるため、圧力スプайクへの影響として、発生する蒸気量の低下が考えられるが、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
格納容器圧力	5kPa[gage]	約5kPa[gage]~約7kPa[gage](実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間/約188kPa[gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間/約188kPa[gage]であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約45℃~約54℃程度(実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点として原子炉格納容器下部への注水操作を行うこととなることから本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの温度上昇率は約5.5時間で約70℃であるのに対して、ゆらぎによる温度上昇率は非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータによる影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	31℃以下(実測値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温を踏まえて設定	最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部のプール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間による影響はない。	最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉格納容器下部のプール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、顕熱が吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スプайクに寄与する水蒸気の発生量が低下することから格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。一方、トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発の観点では、低い水温は厳しめの評価を与えるが、水温の変化に対する水蒸気爆発のエネルギーの感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
外部水源の容量	7,000m ³	7,000m ³ 以上(合計貯水量)	輪外貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等操作時間による影響はない。	-
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上(合計貯蔵量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合は、燃料が枯渇することはない。運転員等操作時間による影響はない。	-

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を与える影響(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(3/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	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	給水流量の全喪失	-	原子炉水位の低下の観点で 厳しい事象を設定	大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じた原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間を与える影響はない。 (添付資料3.3.5)	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シナリオを「大破断LOCA+ECC S注水機能喪失」とし、本評価事故シナリオの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能について使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スバイクの最大値は約301kPa[Gage]であり、圧力スバイクの最大値はベースケースの最大値は約853kPa[Gage]以下であることから、評価項目を満足する。 (添付資料3.3.5)
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定 また、すべての非常用ディーゼル機関等の機能喪失を設定	-	-
外部電源	外部電源なし	-	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定	-	-

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(原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用)(4/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時にスクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低(レベル2)	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて原子炉格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて原子炉格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~7.79MPa[gage] 367~377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の2個を開することによる原子炉減圧	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の2個を開することによる原子炉減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器代替スプレイ系(可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件

表3 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（原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）

項目	解折条件（操作条件）の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解折上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で開始したペデスタル水位が2.4mとなる注水量(225m ³)が注水されたことを停止する（事象発生から約3.1時間後）	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の時間余裕があり、また、原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら炉心下部ブレンラムへのリロケーションを判断し、注水を開始することとしており、事態の操作開始時間は解折上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間と与える影響は小さい。	事態の操作開始時間とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の原子炉圧力容器を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前に到達する圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはないと仮定しても、格納容器への注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら炉心下部ブレンラムへのリロケーションを判断し、注水を開始することとしており、事態の操作開始時間は解折上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間と与える影響は小さい。	解折上は作業成立性を踏まえ、事象発生から約3.1時間後としており、このうち、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器破損前の初期水張りの系統構成は、所要時間2時間10分想定である。訓練実績では約1時間41分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
			原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の時間余裕があり、また、原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら炉心下部ブレンラムへのリロケーションを判断し、注水を開始することとしており、事態の操作開始時間は解折上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間と与える影響は小さい。	事態の操作開始時間とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の原子炉圧力容器を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前に到達する圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはないと仮定しても、格納容器への注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら炉心下部ブレンラムへのリロケーションを判断し、注水を開始することとしており、事態の操作開始時間は解折上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間と与える影響は小さい。	解折上は作業成立性を踏まえ、事象発生から約3.1時間後としており、このうち、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器破損前の初期水張りの系統構成は、所要時間2時間10分想定である。訓練実績では約1時間41分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
			【認知】 中央制御室にて原子炉スクラムを確認した場合に緊急時対策要員（現場）を招集することとしており、高圧・低圧注水機能喪失を判断した場合に直ちに可搬型による注水準備操作に着手することとしており、この認知に係る時間として10分間を想定している。そのため、認知遅れ等による操作時間と与える影響はなし。 原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、損傷炉心への注水による冷却性を確認するため、原子炉圧力容器下鏡温度は継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることが考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間と与える影響はなし。 【要員配置】 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器破損前の初期水張りは、中央制御室にて弁操作を行う運転員と、現場にて可搬型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行う緊急時対策要員（現場）が各々配置されている。注水準備操作は現場にて緊急時対策要員（現場）が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時間と与える影響はなし。 【移動・操作所要時間】 現場での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水準備操作は、移動時間を含め、事象発生から2時間10分で行うことを想定している。この後、原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達を確認し、中央制御室で常設代替交流電源設備により確保した電源により弁操作を行うことにより注水を開始することとなる。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間と与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 現場にて緊急時対策要員（現場）が格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行ったのち、中央制御室にて運転員が弁操作を行うことにより注水は開始される。当該操作に対応する運転員、緊急時対策要員（現場）に他の並列操作はなく、操作開始時間と与える影響はなし。 【操作の確認さ】 中央制御室内における操作は、操作盤での簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また緊急時対策要員（現場）の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	事態の操作開始時間とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の原子炉圧力容器を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前に到達する圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはないと仮定しても、格納容器への注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら炉心下部ブレンラムへのリロケーションを判断し、注水を開始することとしており、事態の操作開始時間は解折上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間と与える影響は小さい。	解折上は作業成立性を踏まえ、事象発生から約3.1時間後としており、このうち、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器破損前の初期水張りの系統構成は、所要時間2時間10分想定である。訓練実績では約1時間41分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。

プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧カスパイクへの影響

1. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態として、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、熔融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定しており、起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。

一方、起因事象として大破断LOCAを仮定した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり、圧カスパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。

このため、解析条件のうち初期条件の不確かさとして、起因事象が大破断LOCAの場合の圧カスパイクへの影響を確認する。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほかの評価条件は、ベースケースの評価条件と同等である。

- ・起因事象を大破断LOCAとし、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」とした。
- ・リロケーションに伴い原子炉圧力容器下鏡温度が急激に上昇するため、これに備えた運転手順に従い、原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達後にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を200m³/hにて開始し、ペDESTAL水位が2.4mに到達していることを確認した後、原子炉格納容器下部への注水を停止するものとした。
- ・原子炉圧力容器破損後には、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部注水を実施するものとした。

3. 評価結果

格納容器圧力の評価結果を図1、格納容器温度の評価結果を図2に示す。

事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後は格納容器スプレイ（原子炉圧力容器破損後の注水）を開始することによって、格納容器温度は低下する挙動を示している。圧カスパイクのピーク値は約301kPa[gage]であり、圧カスパイクのピーク値はベースケースの結果より高くなるものの、格納容器限界圧力の853kPa[gage]を下回るため、原

子炉格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。

(補足) 過渡起因事象又はLOCA事象の原子炉圧力容器破損時の各判断パラメータ挙動は下表のとおり。

「過渡起因事象」時		「LOCA事象」時	
原子炉圧力	「急激な低下」 (原子炉圧力容器 高圧時)	ペDESTAL温度	「急激な低下」※1
ドライウエル圧力	「急激な上昇」	サプレッション・プー ル水温度	「急激な上昇」
ペDESTAL温度	「急激な上昇」	ドライウエル水素濃度	「上昇開始」
ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は 「指示値喪失」	ペDESTAL水温度	「急激な上昇」又は 「指示値喪失」

※1 LOCAを起因とした事象発生時において原子炉注水が出来ない状況下においては、原子炉圧力容器破損以前に原子炉圧力容器とドライウエルが破断口を通じて連通しているため、炉内の過熱蒸気がドライウエルに放出される。そのため、原子炉圧力容器破損時には一次系の高温ガスが原子炉格納容器下部に放出されない状況となり、原子炉圧力容器破損時に原子炉格納容器下部のプール水（LOCA破断水又は事前水張り水）とデブリが触れて水蒸気が発生することで、ペDESTAL温度（原子炉格納容器下部の空間部における雰囲気温度）は急低下する傾向となる。

以 上

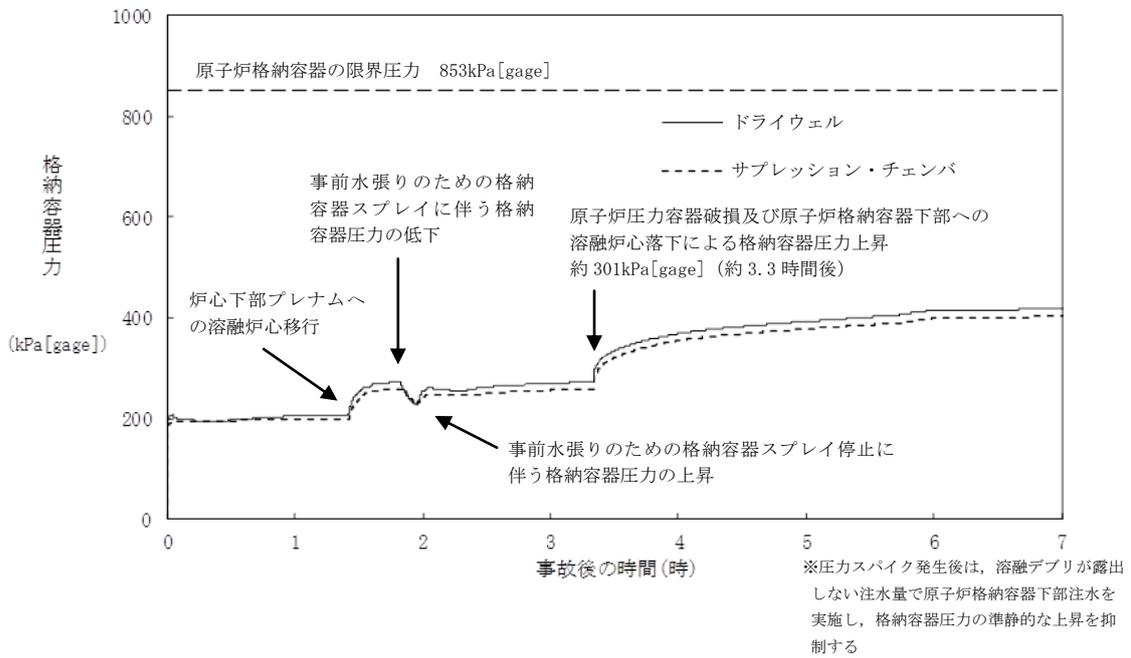


図1 格納容器圧力の推移

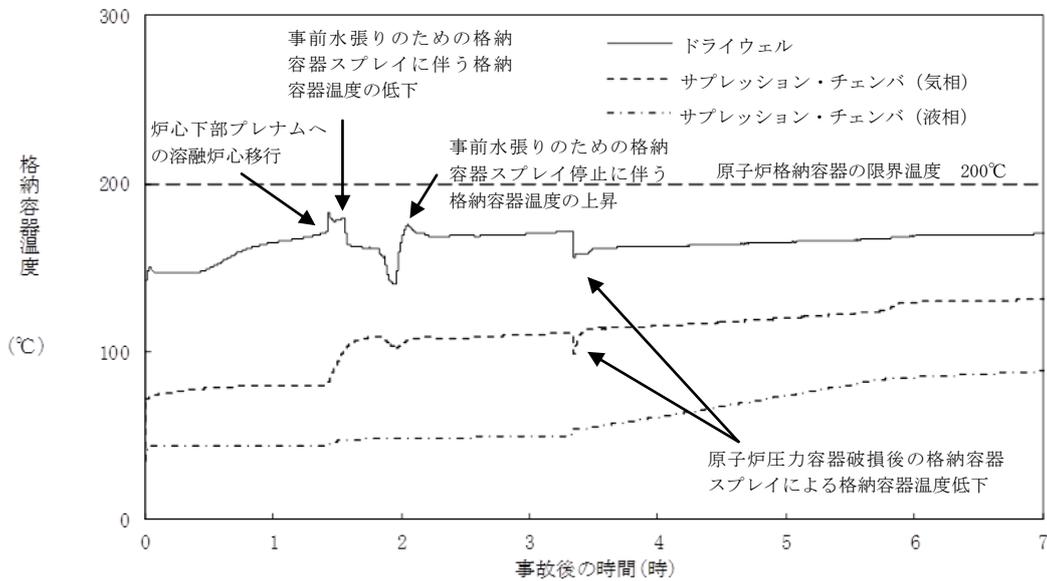


図2 格納容器温度の推移

3.4 水素燃焼

3.4.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。

(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「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入によって、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、原子炉格納容器下部への注水によって水素ガス発生を抑制する。

なお、2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%^{※1}（ドライ条件）を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損を防止するうえでは、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。

※1 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入により、水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価するうえで選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

この事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」では格納容器フィルタベント系に期待することで、原子炉格納容器内の気体が排出され、水素ガス及び酸素ガスの絶対量が減少し、水素ガス及び酸素ガスの分圧が低下するとともに、サプレッション・チェンバのプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに原子炉格納容器外に排出され続けることで、水素ガス及び酸素ガスの分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

(添付資料 3.4.1)

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、原子炉圧力容器におけるECCS注水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器内の気相濃度等の過渡応答を求める。

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は、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.4.2-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 酸素濃度

原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガス並びに可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入に伴い注入される酸素を考慮することとする。原子炉格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の 2.5vol%（ドライ条件）とする。

b. 事故条件

(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量

炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析コードM A A P の評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードM A A P の評価結果で水素濃度が 13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。

(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合

水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードM A A P で得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値(100eVあたりの分子発生量)、以下「G値」という。）は、それぞれ 0.06, 0.03 とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに 0.1, 原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに 1 とする。

(添付資料 3.4.2)

(c) 金属腐食等による水素ガス発生量

原子炉格納容器内の亜鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素ガスの発生量は、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に比べて多いが、水素ガスの発生は、原子炉格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素ガス発生量は考慮しない。

(添付資料 3.1.2.3)

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2 (4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサプレッション・チェンバ気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第 3.4.2-1(1) 図から第 3.4.2-1(6) 図に、事象発生から 7 日後（168 時間後）の酸素濃度を第 3.4.2-2 表に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.1.2.2(4)a. 事象進展」と同じである。

上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が水と反応して水素ガスが発生する。また、炉心再冠水に伴い、事象発生から約1.8時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素ガスは原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱の開始後は、ドライウエル内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、原子炉格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇するが、事象発生から12時間後に、可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入操作を実施することで、原子炉格納容器内酸素濃度の上昇が抑制される。

b. 評価項目等

原子炉格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、可燃限界を上回ることなく、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約1.9vol%であり、可燃限界を下回る。

ドライ条件では、事象発生約4時間後から約12時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気と共にサプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での酸素ガス濃度は1vol%未満(約0.1vol%)である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く、0.006MPa[abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は0.002MPa[abs]未満)である。この間のサプレッション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約3vol%であり、サプレッション・チェンバ内の全圧が0.43MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧は少なくとも0.42MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サプレッション・チェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実的に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生約12時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度は、ドライウエルにおいて約1.2vol%、サプレッション・チェンバにおいて約2.8vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素及び酸

素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。

また、原子炉格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。なお、事象発生後の168時間後における崩壊熱は約7.27MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約 $1.4 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}[\text{normal}]$ である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。

なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり、原子炉格納容器下部に熔融炉心が落下しない場合の評価であるが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合の熔融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生の影響については、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

(添付資料 3.4.3)

3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、「3.1.2.3(2)a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価するうえで、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約 2.5vol%（ドライ条件）以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 7.8%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出する必要がある。なお、格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作については、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」において、成立性を確認している。

(添付資料3.4.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の酸素濃度は、解析条件の 2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は約 2.5vol%（ドライ条件）以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 7.8%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮

に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が早まった場合、第 3.4.3-1(1)図及び第 3.4.3-1(2)図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 11.7%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 5 割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 1.9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第 3.4.3-1(3)図及び第 3.4.3-1(4)図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約 6.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は 16%程度減少するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.1vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解による G 値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている G 値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第 3.4.3-1(5)図から第 3.4.3-1(9)図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ドライ条件において事象発生から約 85 時間で 4.4vol%に到達するが、格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.4vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性ガスが原子炉格納容器外に押し出され、また、原子炉格納容器内は、減圧沸騰による原子炉冷却材の蒸発によって発生する水蒸気で満たされるため、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度はほぼ 0 vol%まで低下することから、水素燃焼が発生することはない。

格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」と同じであり、格納容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気

中へのCs-137の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から原子炉格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」の評価結果である約4.8TBqを超えることはなく、評価項目である100TBqを十分に下回る。
(添付資料3.4.1, 3.4.4, 3.4.5)

b. 操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」と同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は、「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.4.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入手段を整備している。

格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている評価事故シーケンス「冷却材喪失（大破断LOCA）+ ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」について、有効性評価を行った。

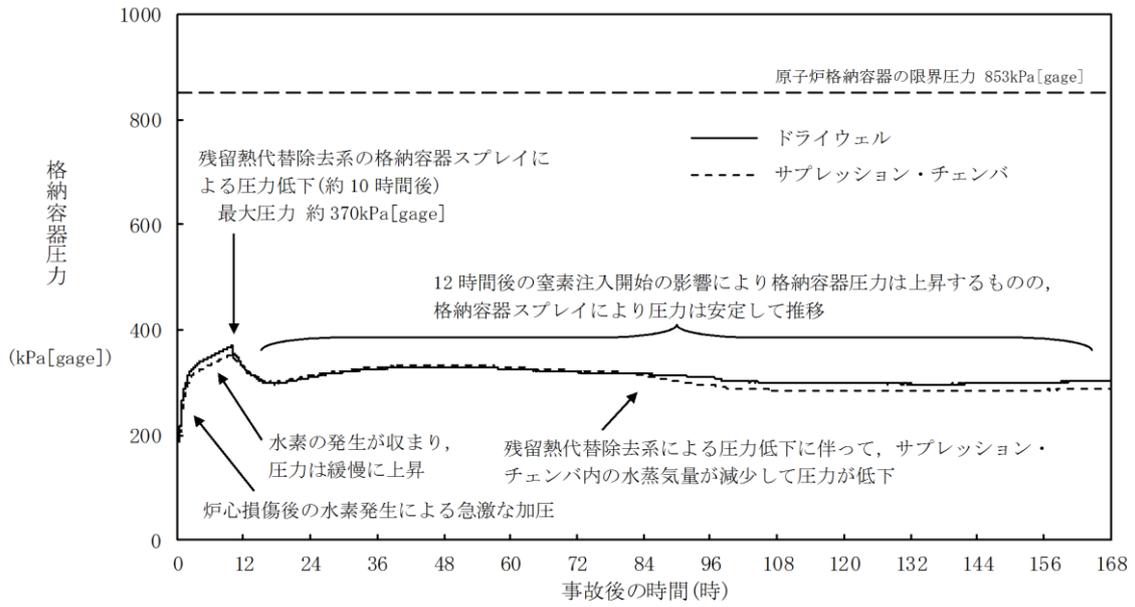
上記の場合においても、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入により、酸素濃度が可燃限界である5vol%（ドライ条件）以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策

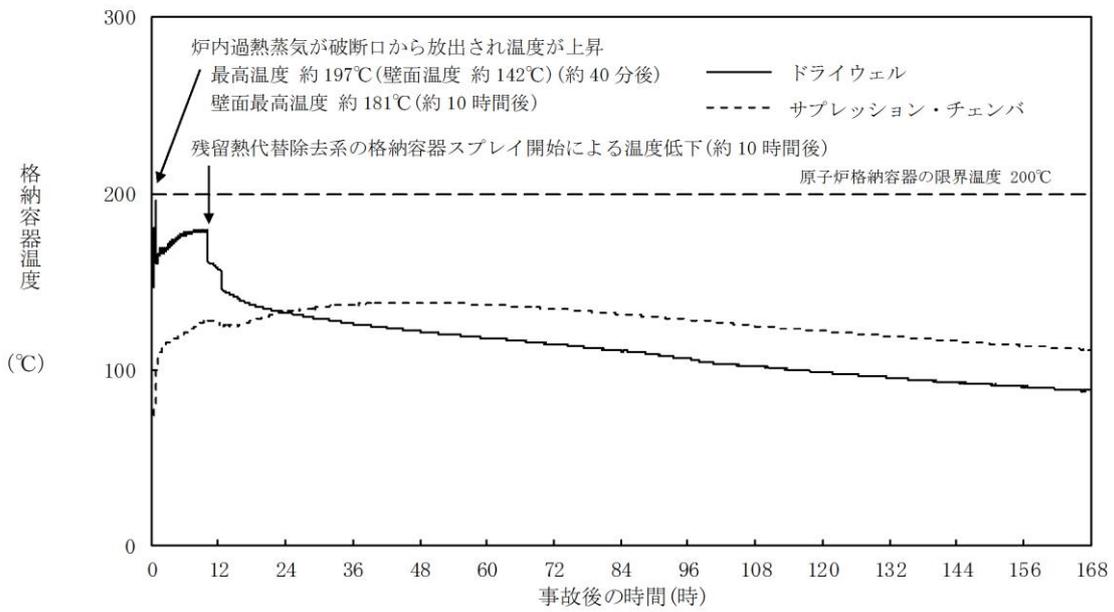
の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源も供給可能である。

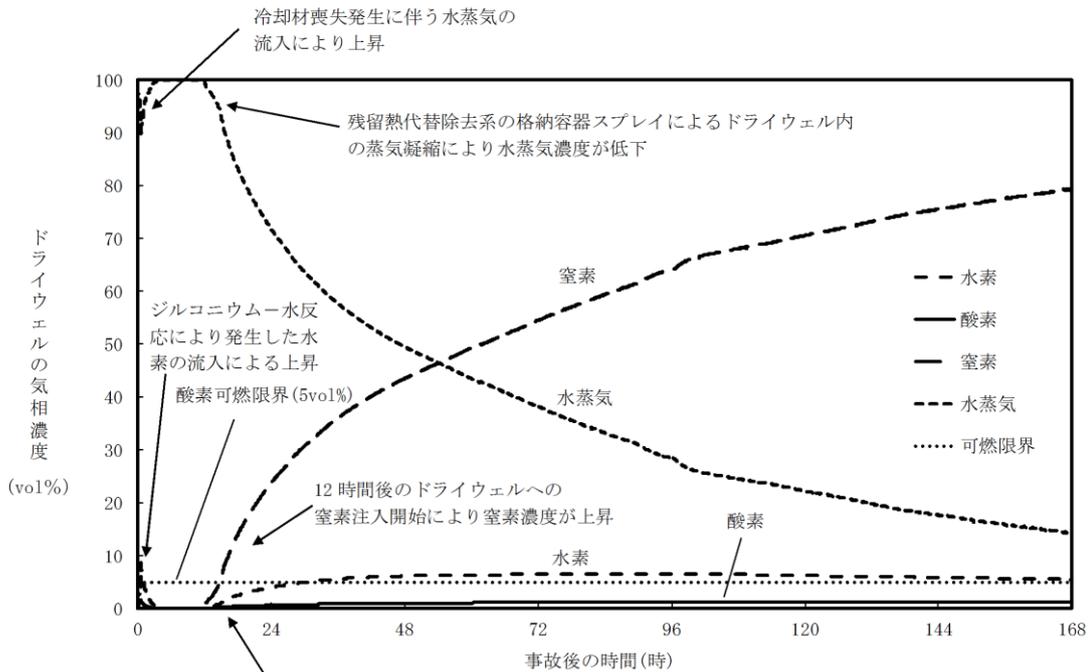
以上のことから、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入手段等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。



第 3. 4. 2-1(1) 図 格納容器圧力の推移

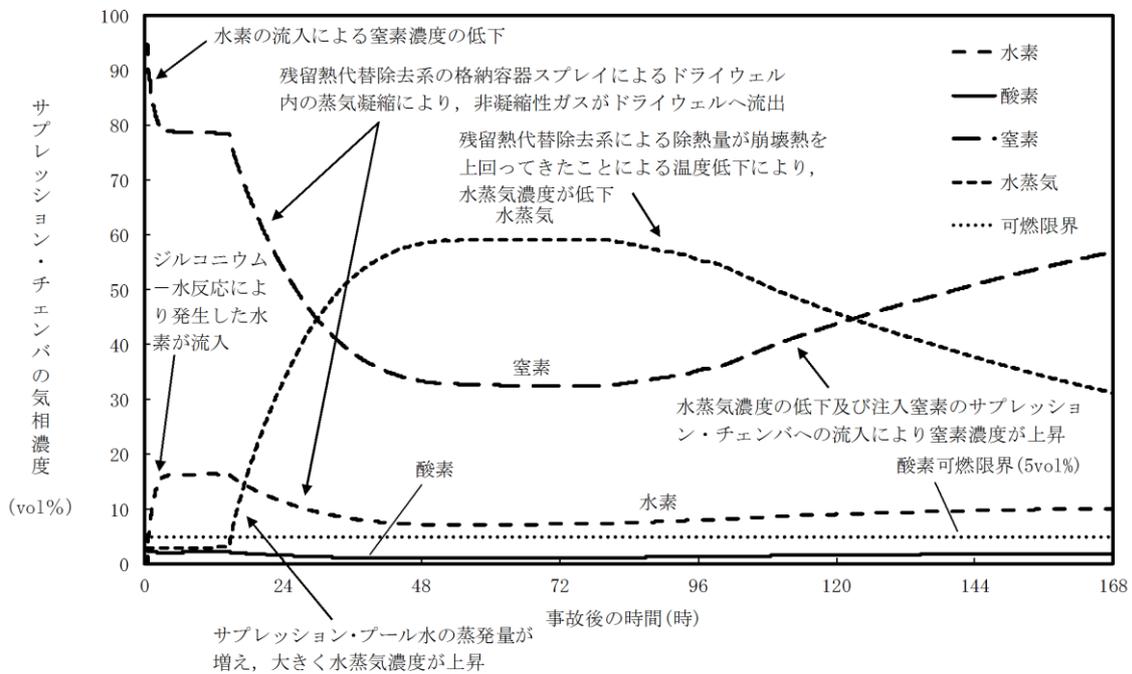


第 3. 4. 2-1(2) 図 格納容器温度の推移

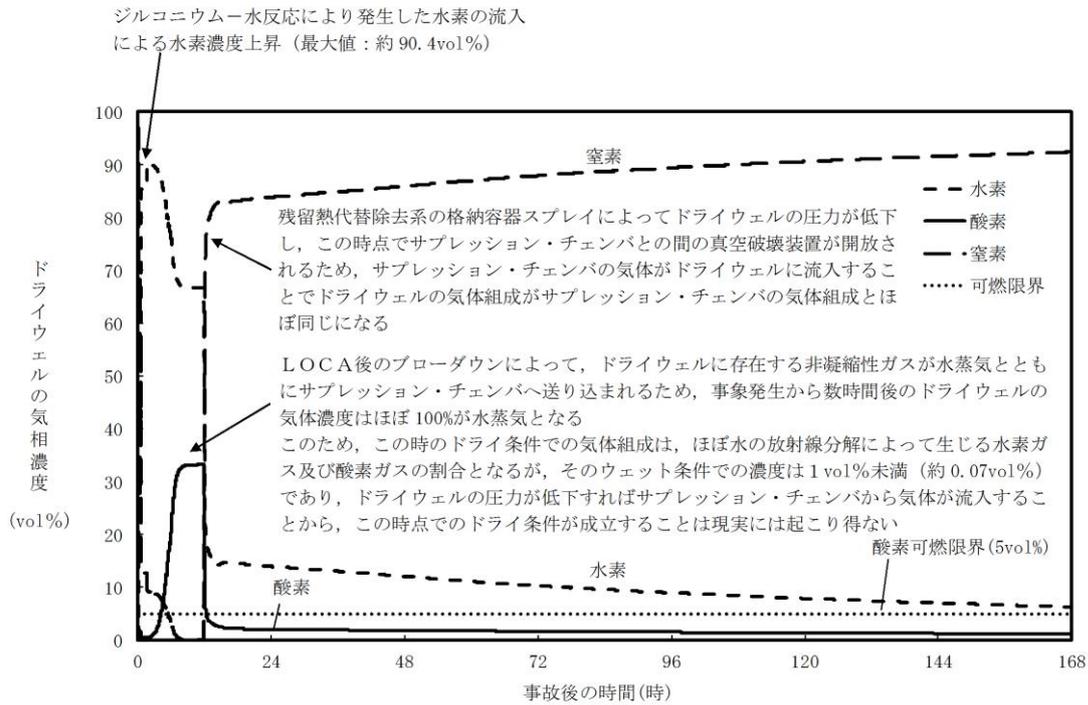


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

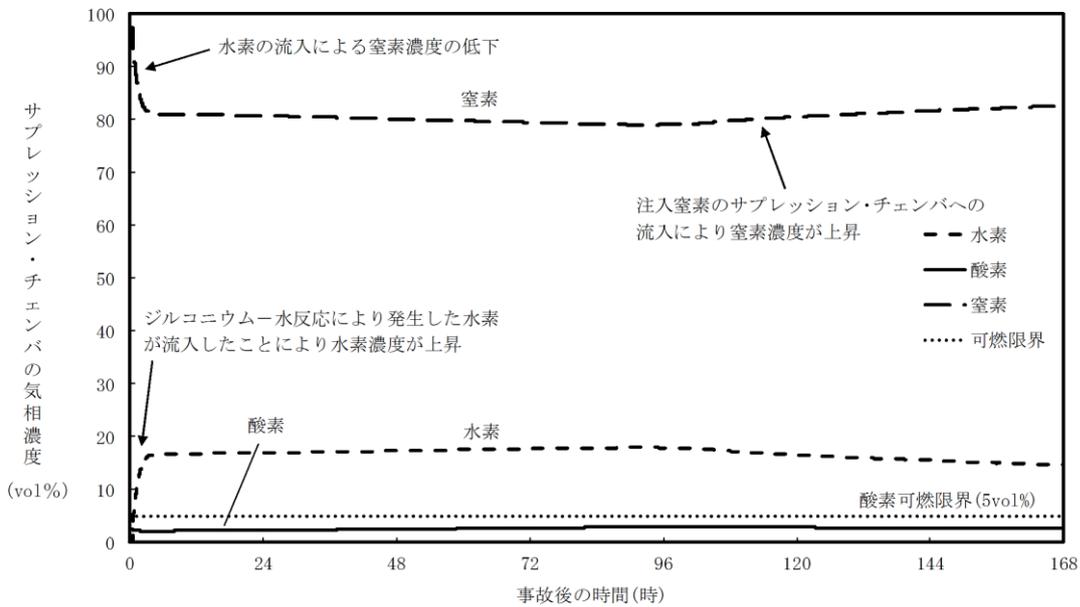
第 3.4.2-1(3) 図 ドライウェル気相濃度の推移 (ウェット条件)



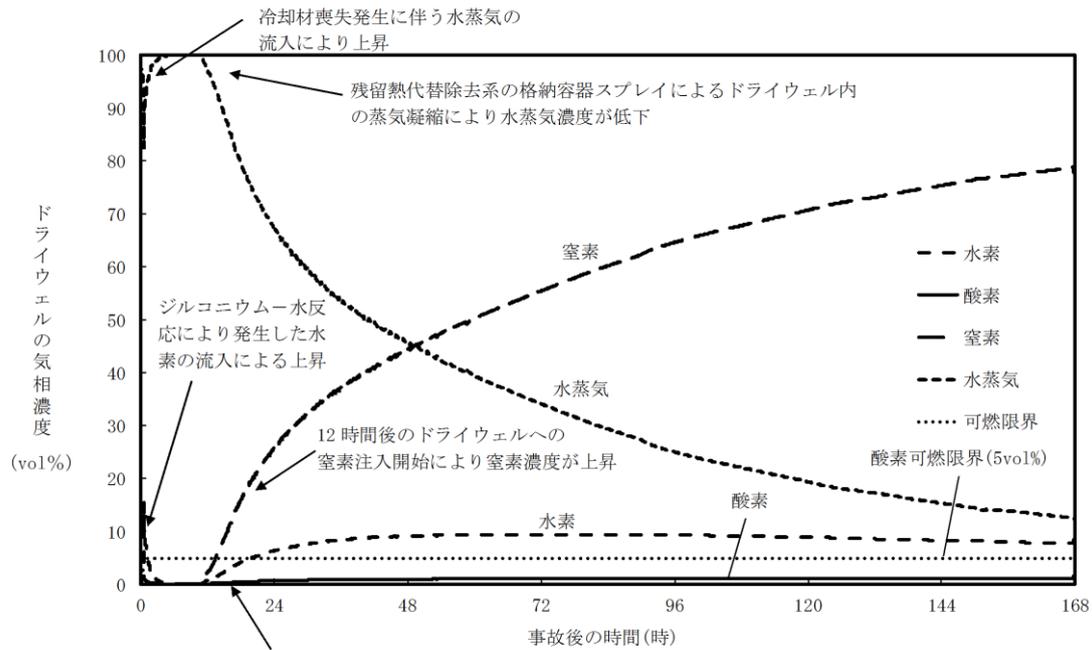
第 3.4.2-1(4) 図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移 (ウェット条件)



第 3. 4. 2-1 (5) 図 ドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)

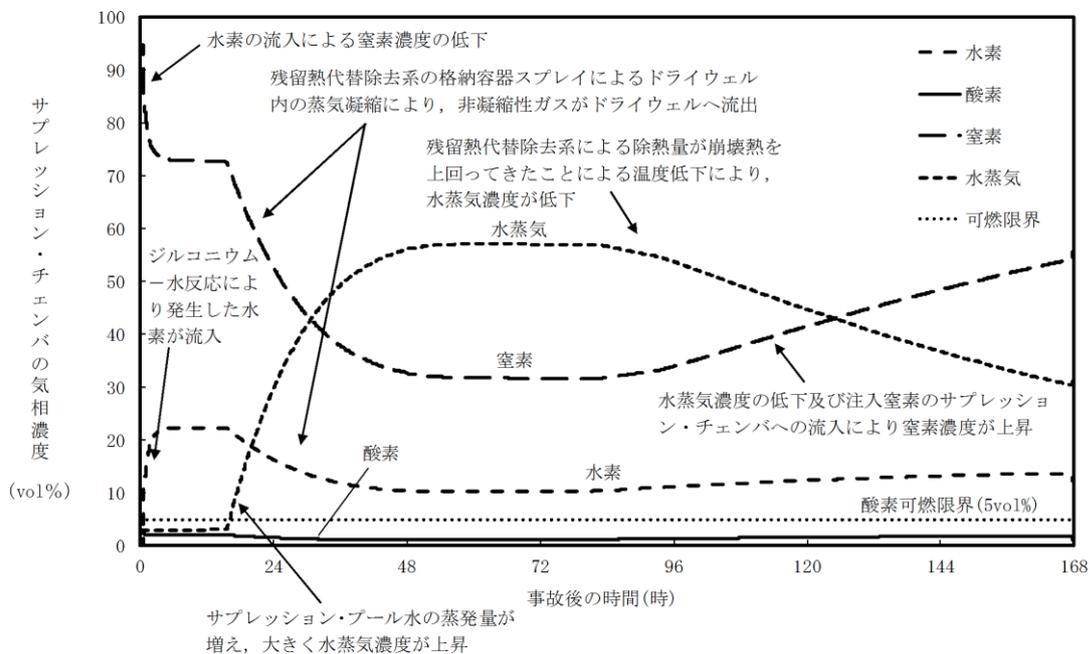


第 3. 4. 2-1 (6) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

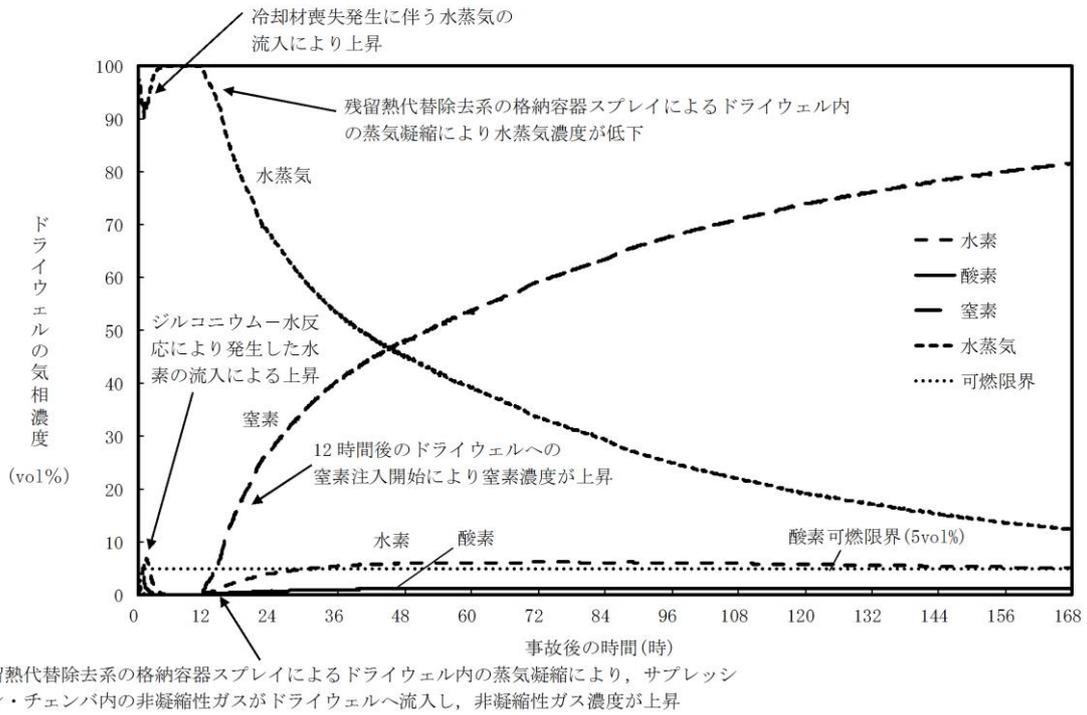


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

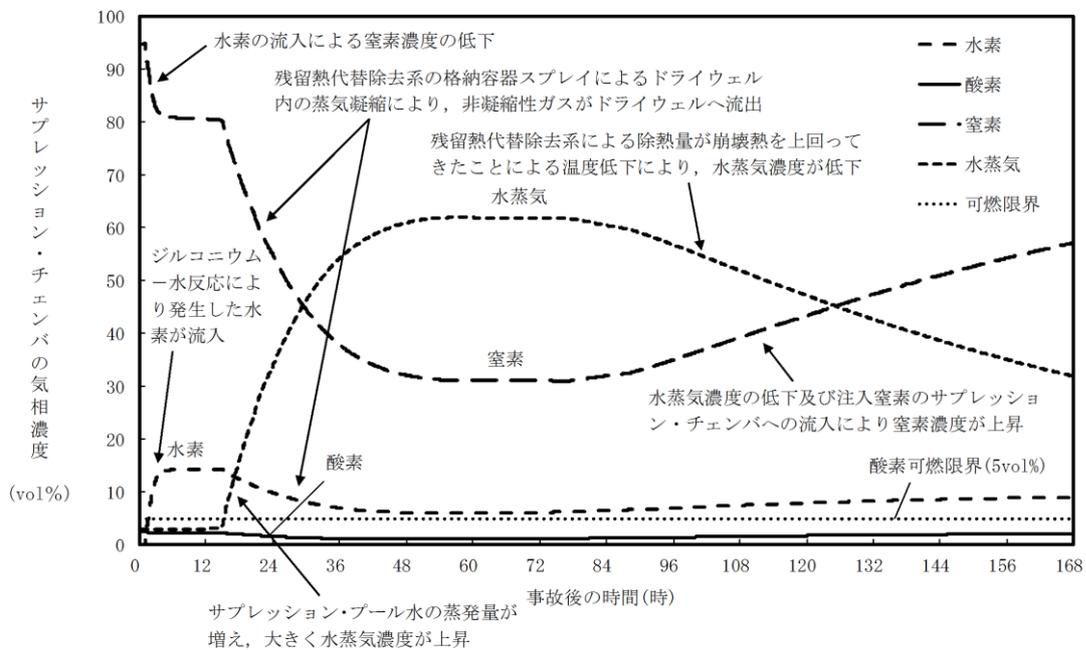
第 3. 4. 3-1(1) 図 事象発生から 25 分後に注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)



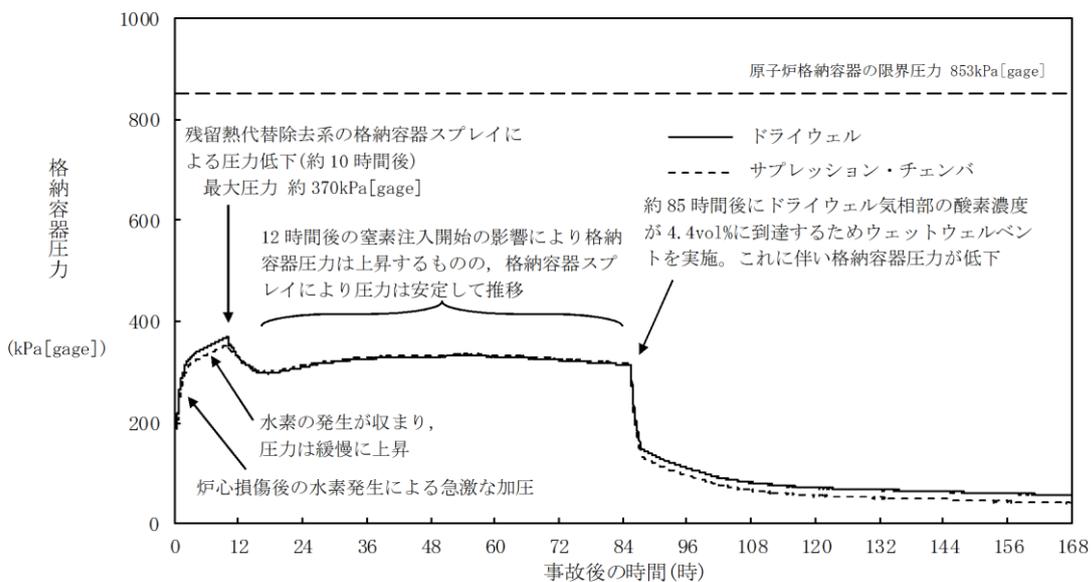
第 3. 4. 3-1(2) 図 事象発生から 25 分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



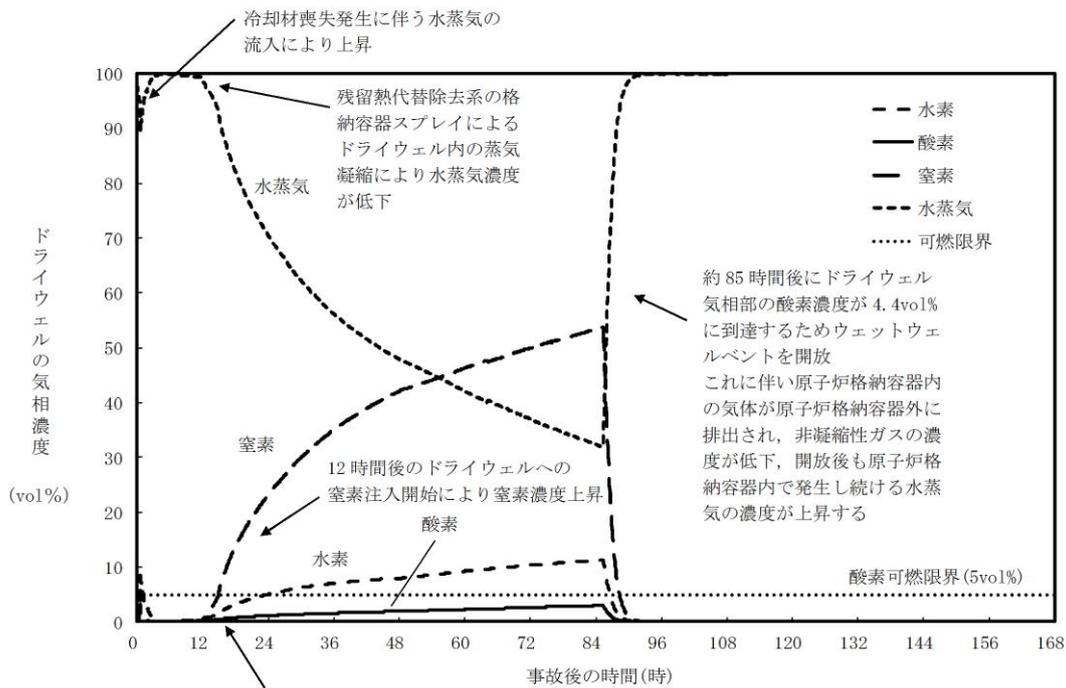
第3.4.3-1(3) 図 事象発生から60分後に注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)



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

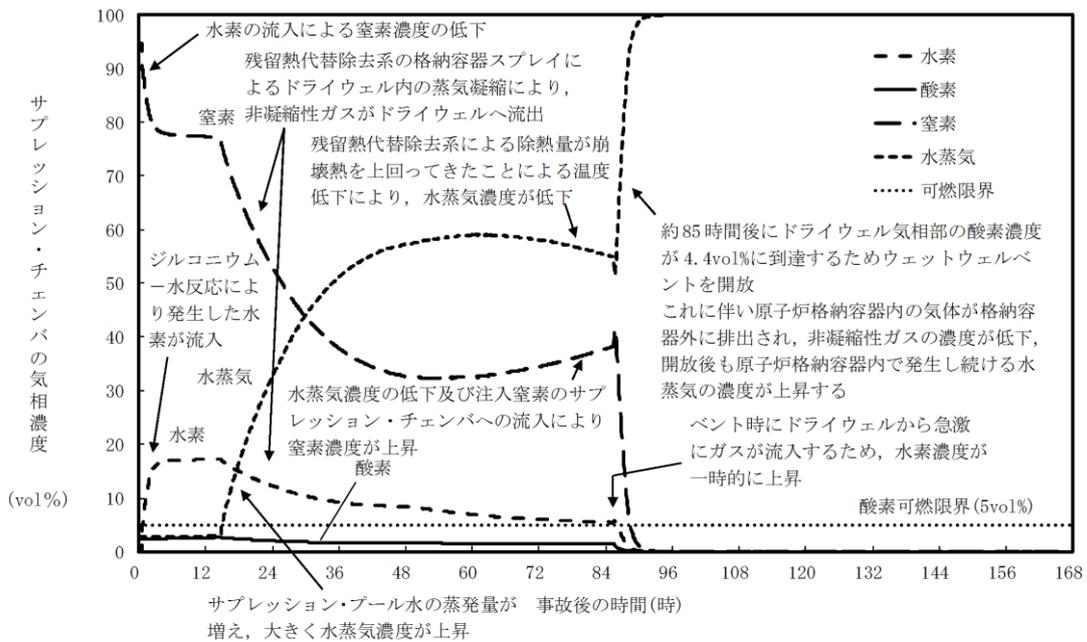


第3.4.3-1(5)図 G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移



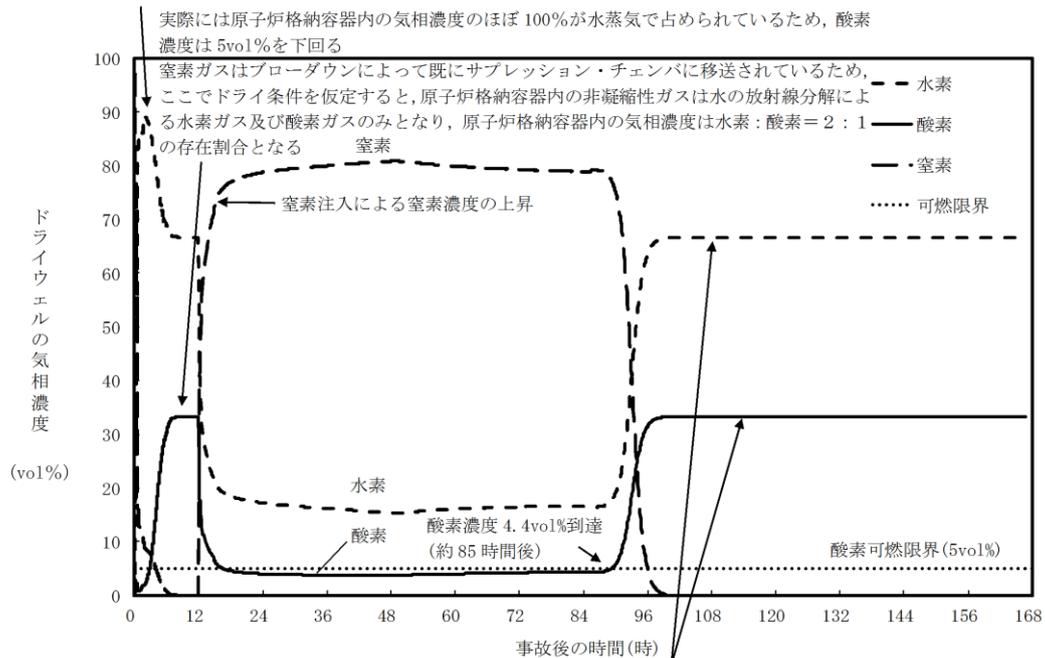
残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

第 3. 4. 3-1 (6) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)



第 3. 4. 3-1 (7) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

ジルコニウム-水反応により発生した水素の流入による水素濃度上昇



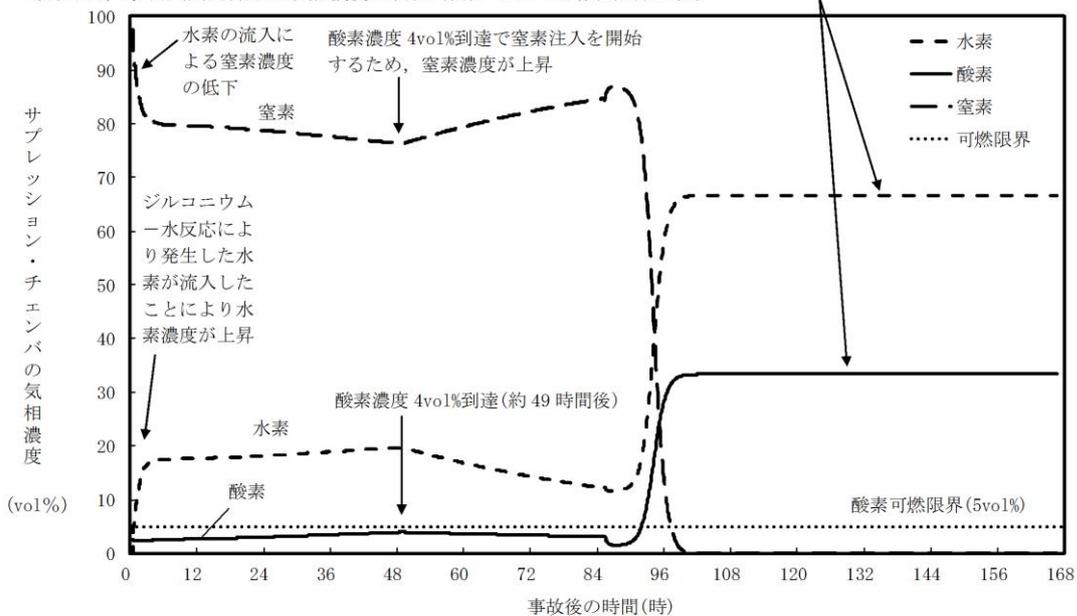
約 85 時間後にドライウエル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ウェットウエルベントラインを開放
これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出される

開放後、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が原子炉格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、原子炉格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる

第 3. 4. 3-1 (8) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)

約 85 時間後にドライウエル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ベントラインを開放
これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出される

開放後、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が原子炉格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、原子炉格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる



第 3. 4. 3-1 (9) 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

第3.4.2-1表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	2.5vol%	酸素濃度 4.4vol% (ドライ条件) 到達を防止可能な初期酸素濃度として設定 (運転上許容されている値の上限)
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	解析コードMARPによる評価結果
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素：0.06 分子/100eV 酸素：0.03 分子/100eV
		重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定

第3.4.2-2表 事象発生から7日後 (168時間後) の酸素濃度※

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

※全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が反応した場合

G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究^[1,2]の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を $G(\text{H}_2)=0.06$, $G(\text{O}_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG値は過去の複数回の実験によって測定した値であり、重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが、実験においてもG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の原子炉格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると、G値については不確かさを考慮した取扱いが特に重要となる。

実際の事故対応において、何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合、事象発生から7日が経過する前に酸素濃度が5 vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し、酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。

なお、基本的に、炉心損傷を伴う事故シーケンスでは、原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため、原子炉格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度によって判断した。

2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース（以下、「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほかの評価条件は、ベースケースと同等である。

- 水の放射線分解における水素ガス及び酸素ガスのG値を、沸騰状態においては $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$, 非沸騰状態においては $G(\text{H}_2)=0.25$, $G(\text{O}_2)=0.125$ とした。この値は設計基準事故対応設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値であり、設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ、重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。
- 事象発生から7日が経過する前に、水素濃度が可燃限界を上回り、酸素濃度がドライ条件で4.4 vol%及びウェット条件で1.5 vol%に到達する場合には、格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。

- ・ サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達する場合には、可搬式窒素供給装置を用いた窒素供給をドライウェル側からサプレッション・チェンバ側へ切り替える。

3. 評価結果

評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1及び表2に示す。

事象発生約12時間後からドライウェルへの窒素注入を開始し、その後、図6に示すとおり、事象発生約49時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達するため、窒素の注入をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替える。

ドライ条件において、酸素濃度は事象発生から約85時間後に4.4vol%に到達した。このため、本評価では酸素濃度がドライ条件において4.4vol%に到達した約85時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し、水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。実際の手順では、窒素の注入をドライウェルからサプレッション・チェンバへ切り替えた後、ドライウェルの酸素濃度が4.0vol%に到達した場合に、再度窒素の注入をサプレッション・チェンバからドライウェルへ切り替えることから、格納容器ベントは約85時間よりも遅延される。

なお、ドライ条件では、図5及び図6に示すとおり、事象発生の約3時間後から約17時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が5vol%を上回る時間帯があるが、図3及び図4に示すとおり、その時間帯には原子炉格納容器内の大部分が水蒸気で占められているため、ドライ条件では放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスの体積割合が高くなり、酸素濃度が5vol%を超える結果となっているものであり、ウェット条件における酸素濃度は1.5vol%未満である。以上より、仮にG値が設計基準事故ベースであった場合においても、酸素発生量が増え、酸素濃度が5vol%を上回る時間帯がベースケース（約4時間後から約12時間後）よりも長時間となるが、ウェット条件における酸素濃度は1.5vol%未満であることからベースケースと同様に水素燃焼が発生することはない。

4. まとめ

何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果、評価項目となる酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に4.4vol%に到達するが、格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。

今回の感度解析に用いたG値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから、仮に事故に至った場合でも、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが、仮に酸素濃度の上昇速度が今

回の感度解析の結果のとおりであっても、格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までに約 85 時間の時間余裕があることを確認した。

格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは大破断 L O C A 後に格納容器フィルタベント系を使用するケースと同じであり、前述のケースよりも格納容器フィルタベント系による環境中への原子炉格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されることから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考える。環境中に放出される核分裂生成物 (C s -137) の観点でも、大破断 L O C A 後により短い時間 (事象発生から約 32 時間) で格納容器フィルタベント系による排出を実施する場合について評価し、評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから、格納容器フィルタベント系による対応は可能と考える。

5. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 (BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月)
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 (BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月)

表1 G値の変更に伴う評価項目への影響（ウェット条件）

項目	感度解析 (沸騰 : $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ 非沸騰 : $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$)	ベースケース ($G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 85 時間後にドライウエルにおいてドライ条件での酸素濃度が 4.4vol% に到達するが、約 85 時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに 5 vol% 未満に低減。	約 1.1vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol% 以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約 1.9vol% (事象発生から 168 時間後)	

表2 G値の変更に伴う評価項目への影響（ドライ条件）

項目	感度解析 (沸騰 : $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$ 非沸騰 : $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$)	ベースケース ($G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$)	評価項目
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 85 時間後にドライウエルにおいてドライ条件での酸素濃度が 4.4vol% に到達するが、約 85 時間時点でのウェットウエルベントラインの開放によって、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバともに 5 vol% 未満に低減。	約 1.2vol% (事象発生から 168 時間後)	5 vol% 以下
酸素濃度 (サブプレッション・チェンバ)		約 2.8vol% (事象発生から 168 時間後)	

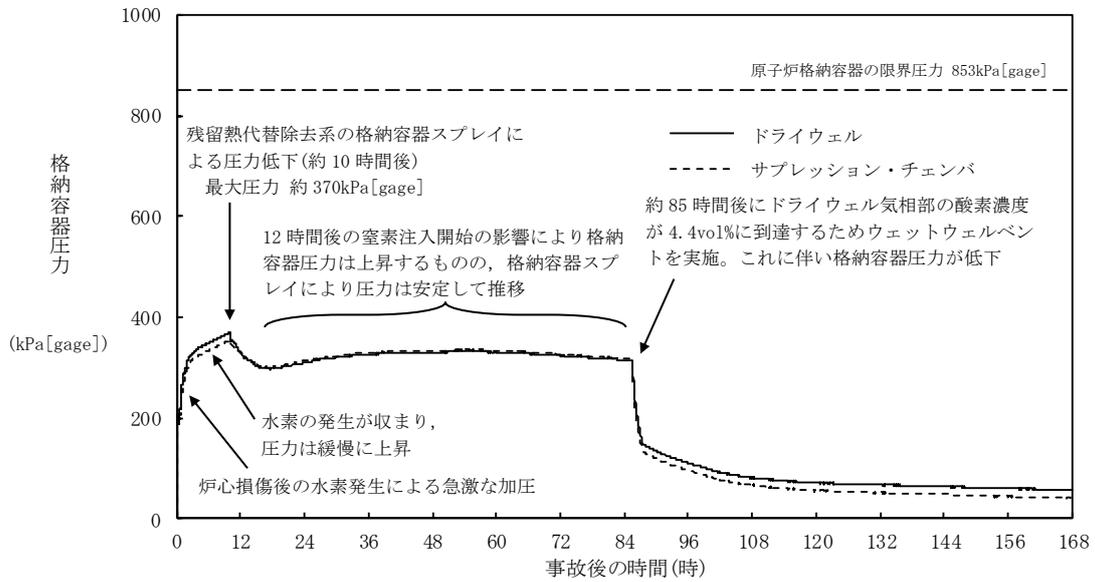


図1 格納容器圧力の推移

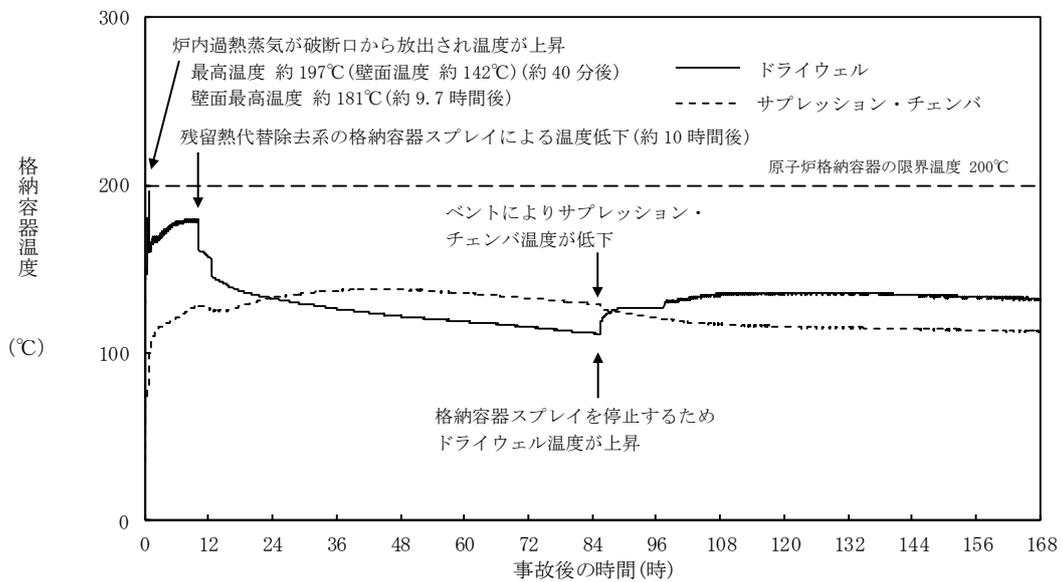
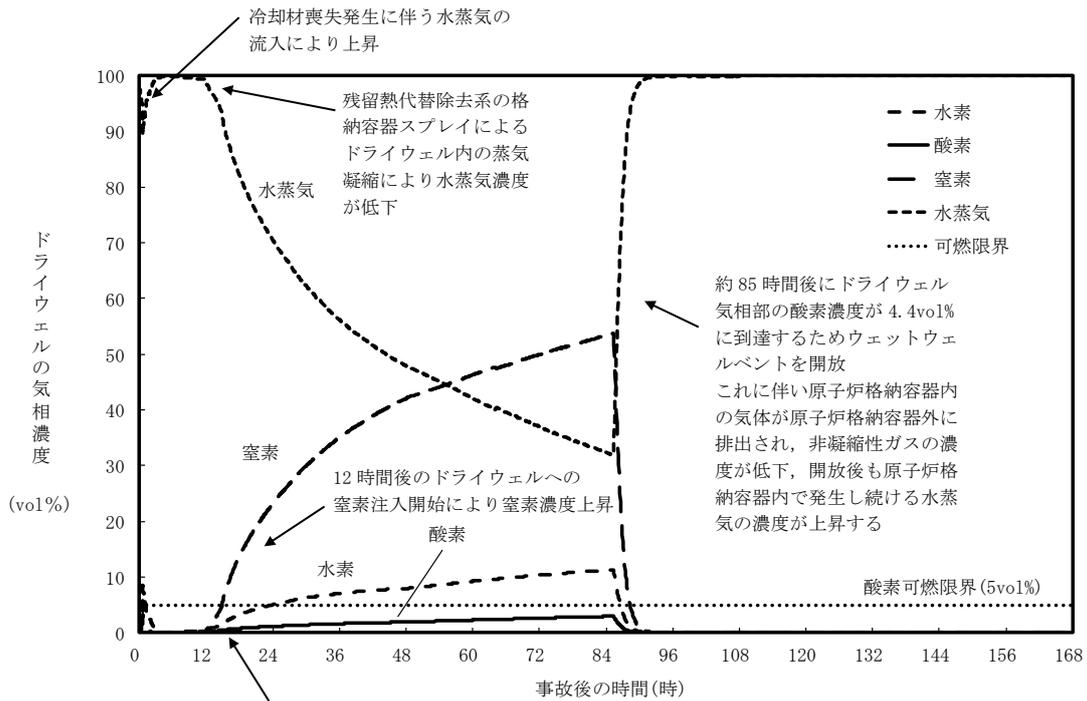


図2 格納容器温度の推移



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

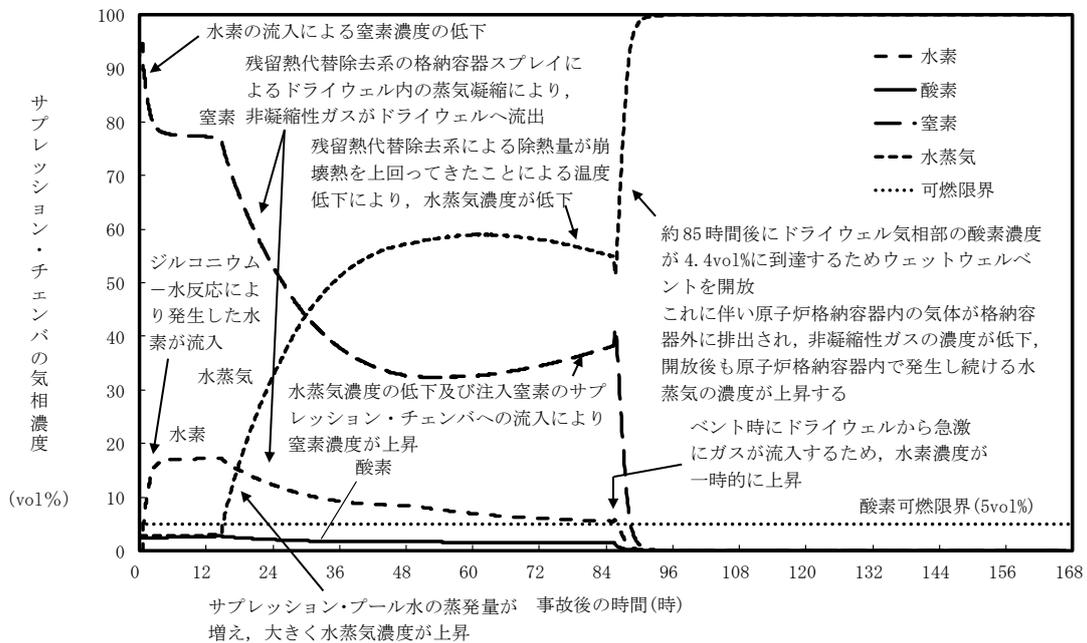
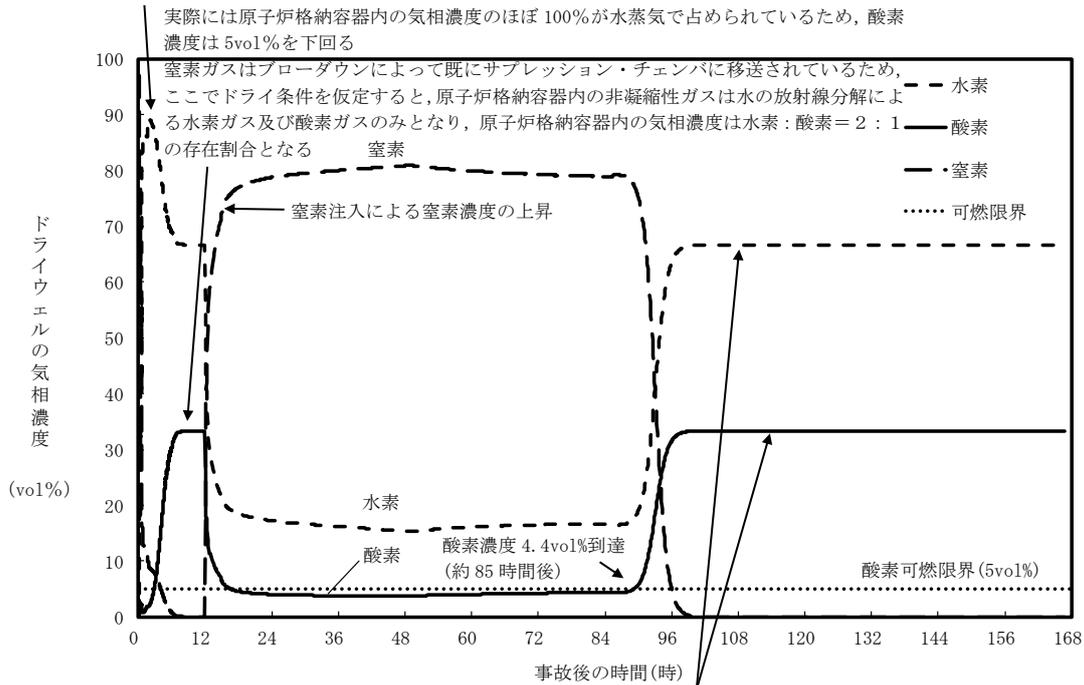


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

ジルコニウム-水反応により発生した水素の流入による水素濃度上昇



約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ウェットウェルベントラインを開放
これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出される
開放後、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が原子炉格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、原子炉格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる

図5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol%に到達するため、ベントラインを開放
これに伴い原子炉格納容器内の気体が原子炉格納容器外に排出される
開放後、現実的には原子炉格納容器内で発生し続ける水蒸気が原子炉格納容器内の気相濃度のほぼ 100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、原子炉格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる

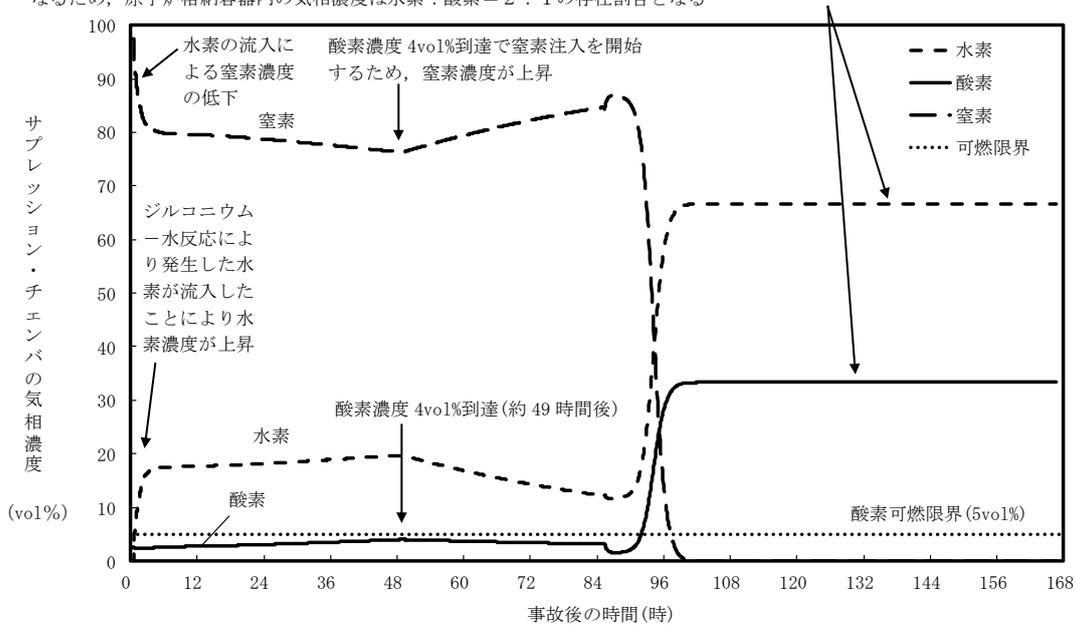
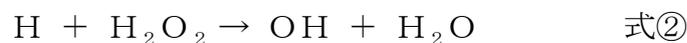


図6 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

水の放射線分解の評価について

1. 水の放射線分解の考慮

水が γ 線等の放射線エネルギーを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり、H（水素原子）、OHラジカル、 e_{aq}^- （水和電子）、 HO_2 ラジカル、 H^+ （水素イオン）及び分子生成物の H_2 、 H_2O_2 （過酸化水素）を生じる。また、これら反応と並行して以下の化学反応が生じ、 H_2 がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお、酸素ガスは過酸化水素の分解によって生成される。



格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成をモデル化している。

島根原子力発電所2号炉は、運転中、原子炉格納容器内が窒素ガスで置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には、ジルコニウム-水反応やコア・コンクリート反応等、水素ガスについては多量に放出されるメカニズムが考えられるものの、酸素ガスに関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素ガスに関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから、原子炉格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。

以下では、この酸素ガスの支配的な生成プロセスである水の放射線分解について、本評価で用いた考え方を示す。

2. 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガス量の計算

水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの生成量は以下の式(1)で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$$

式(1)のパラメータは以下のとおり。

Δn : 水の放射線分解による水素（酸素）ガス発生量[mol]

Q_{decay} : 崩壊熱[W]

E : 放射線吸収割合[-]

－炉内 : β 線, γ 線ともに0.1

－炉外のFP : β 線, γ 線ともに1

G : 実効G値[分子/100eV]
-水素 : $G(H_2) = 0.06$
-酸素 : $G(O_2) = 0.03$
 Δt : タイムステップ[sec]

放射線吸収割合について、炉内については、炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果、約1%となったことから、これを保守的に考慮して10%とした。また、炉外のFPについては水中に分散していることを考慮し、保守的に放射線のエネルギーの100%が水の放射線分解に寄与するものとした。^[1]

今回は β 線及び γ 線を考慮の対象とし、 α 線については考慮の対象としていない。 α 線については飛程が短いため、大部分が熔融炉心等に吸収されるものと考え、 α 線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また、本評価では電力共同研究（以下、「電共研」という。）において求めたG値を用いているが、これは γ 線源による照射によって得られた実験結果である。 β 線は γ 線に比べて飛程が短いことから熔融炉心等に吸収され易く、 γ 線源による実験結果のG値を β 線に対して適用することは、放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギー100eVあたりに生成する原子・分子数をG値と呼ぶ。G値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期G値と、これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果も考慮した実効G値がある。

照射が始まり、放射線分解による生成物が増加すると、その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため、水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度と水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。原子炉格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効G値を用いることが適切と考えられるため、本評価では実効G値を用いる。また、実効G値には電共研の実験結果^[2]に基づく値を用いた。これについては次項に示す。

3. 実効G値の設定について

3. 1 実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果^[2]

本評価における実効G値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」^[2]の実験結果を図1に示す。電共研の実験では、重大事故の際の原子炉格納容器内の環境を想定した。図1は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、ジルコニウム-水反応割合は5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。

実効G値は吸収線量が $1 \times 10^4 \text{ Gy}$ での傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から約 1.5 時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効G値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約 1.5 時間後の実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。

3. 2 実効G値に影響を及ぼす因子

水の放射線分解によって生成した水素ガスや過酸化水素は、OHラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このときOHラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効G値はこれらの因子によって変化する。

実効G値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液移行速度（沸騰、非沸騰の違い）といった物理的因子がある。

本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また、電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表1に示す。

(1) よう素の影響

体系中によう素等の不純物が存在すると、以下の化学反応が生じ、OHラジカルがOH⁻となるため、OHラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し、水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され、酸素ガスの生成量が増大するものと考えられる。



水中のよう素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図2に示す。液相単相条件下において、よう素イオン濃度は炉心インベントリの0～100%に相当する濃度とした。図2のとおり、水中のよう素イオン濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が高い。

よう素以外の不純物として、ほう素、鉄、銅を添加した場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3のとおり、不純物の添加による酸素ガスの発生割合への影響は見られない。

以上の結果から、よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。

(2) 溶存水素濃度の影響

液相中の水素濃度が増加すると、OHラジカルを介した再結合反応が進み、その結果、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。

水中の水素濃度を变化させた場合の酸素ガスの発生割合を図4に示す。液相単

相条件下において、初期水素濃度はジルコニウム－水反応割合が0～50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図4のとおり、水中の水素濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合が低い。

したがって、水の放射線分解が進行し、液相中の水素濃度が上昇すると実効G値は徐々に減少すると考えられる。また、ジルコニウム－水反応によって発生する水素ガスが液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効G値は減少すると考えられる。

よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられるジルコニウム－水反応割合 5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効G値を用いることは妥当と考える。

(3) 初期酸素濃度の影響

初期酸素濃度を変化させた場合の酸素ガスの発生割合を図3に示す。図3からは、初期酸素濃度が酸素ガスの実効G値に与える影響は確認できない。このことから、初期酸素濃度は少なくとも数 vol%程度では、初期酸素濃度は酸素ガスの実効G値に影響を及ぼすものではないと考える。

(4) 沸騰、非沸騰状態の影響

非沸騰の場合には、水素ガス及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素ガスと酸素ガスの生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素ガス及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素ガスと酸素ガスの生成量が増加すると考えられる。

沸騰状態における酸素濃度の変化を図5に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの50%に相当する濃度とし、初期水素濃度はジルコニウム－水反応割合が5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図5のとおり、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素ガスの発生割合は極めて低い。

上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効G値を採用することは妥当と考える。

(5) 温度の影響

温度を室温(25℃)から70℃まで変化させた場合の酸素濃度の変化を図6に示す。図6のとおり、温度が高くなるほど再結合反応が促進されるため、実効G値は小さくなる傾向となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験^[3]でも、図7のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されている。

本評価条件では、温度は室温を上回るため、室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。

(6) pHの影響

pHを4, 6.5, 10とした場合の酸素濃度の変化を図8に示す。図8からは、中性環境下で酸素ガスの実効G値はわずかに小さい傾向を示していることが分かる。^[2]しかしながら、その傾きの違いはわずかであることから、中性条件下の試験で求めた実効G値を用いることに問題はないと考える。

3. 3 実効G値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果^[1]

電共研「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」^[1]では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図9, 10のとおり、実効G値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場ではOHラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素ガスを消費する反応に寄与するためである。



その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表2に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OHラジカルの反応速度の観点から、実効G値への影響はよう素イオンが支配的となることから、よう素イオンで不純物を代表させている。

4. 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また、原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを図11に示す。

- ・MAAP解析から得られるドライウエル及びサブプレッション・チェンバの窒素ガスモル数から、原子炉格納容器の初期酸素濃度を2.5vol%としたときの酸素ガスモル数と窒素ガスモル数を計算する。
- ・ドライウエル及びサブプレッション・チェンバにおける崩壊熱から、水の放射線分解による酸素ガス発生量と水素ガス発生量を計算する。
- ・水の放射線分解によって生成する水素ガス及び酸素ガスについては、MAAP結果に基づいてドライウエルとサブプレッション・チェンバ間の移行量を評価し、移行量に応じてドライウエルとサブプレッション・チェンバに分配する。
- ・上記を重ね合わせるにより、原子炉格納容器内の気相濃度を計算する。

5. 参考文献

- [1] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」 BWR 電力共同研究, 平成 12 年 3 月
- [2] 「事故時放射線分解に関する研究」 (BWR 電力共同研究, 昭和 63 年 3 月)
- [3] Zittel, H. E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part VIII (1970) .
- [4] Przewski, K. I., et. al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR’ s”, U. S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug (1984) .

以 上

表 1 各種パラメータが酸素ガスの実効G値に与える影響

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

表2 よう素以外の不純物が酸素ガスの実効G値に与える影響

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

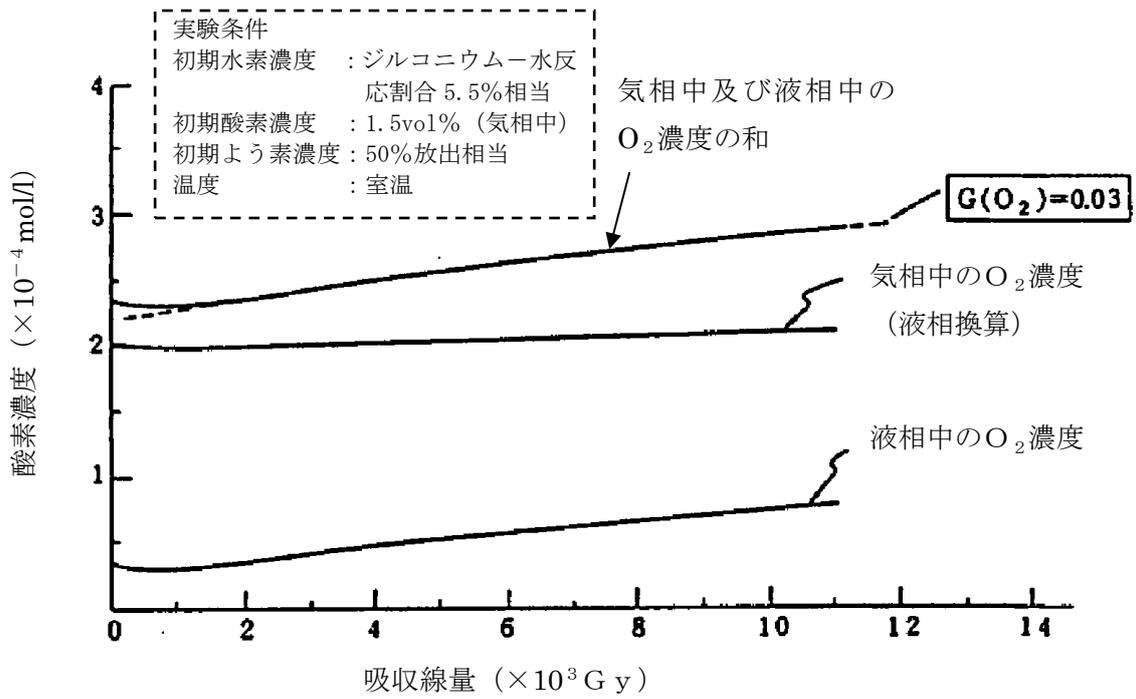


図1 本評価における実効G値の設定根拠とした電共研の実験結果

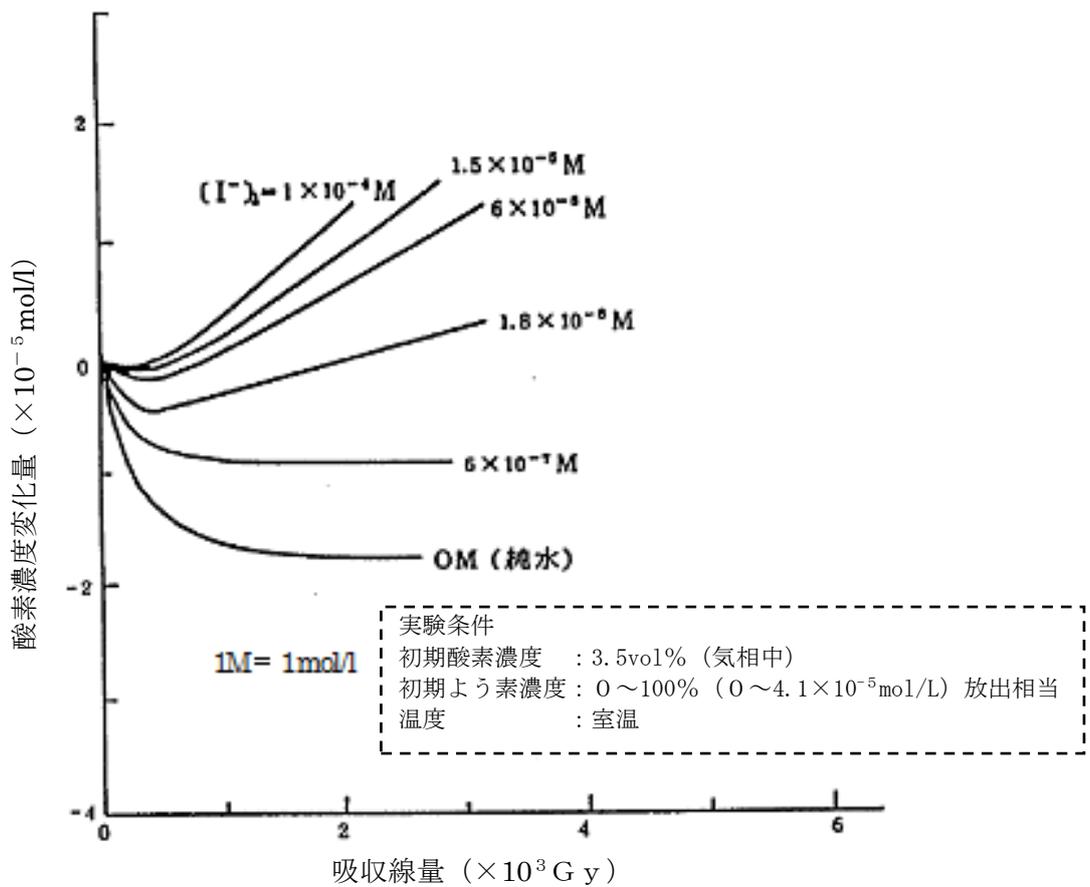


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (よう素濃度を変化させた場合)

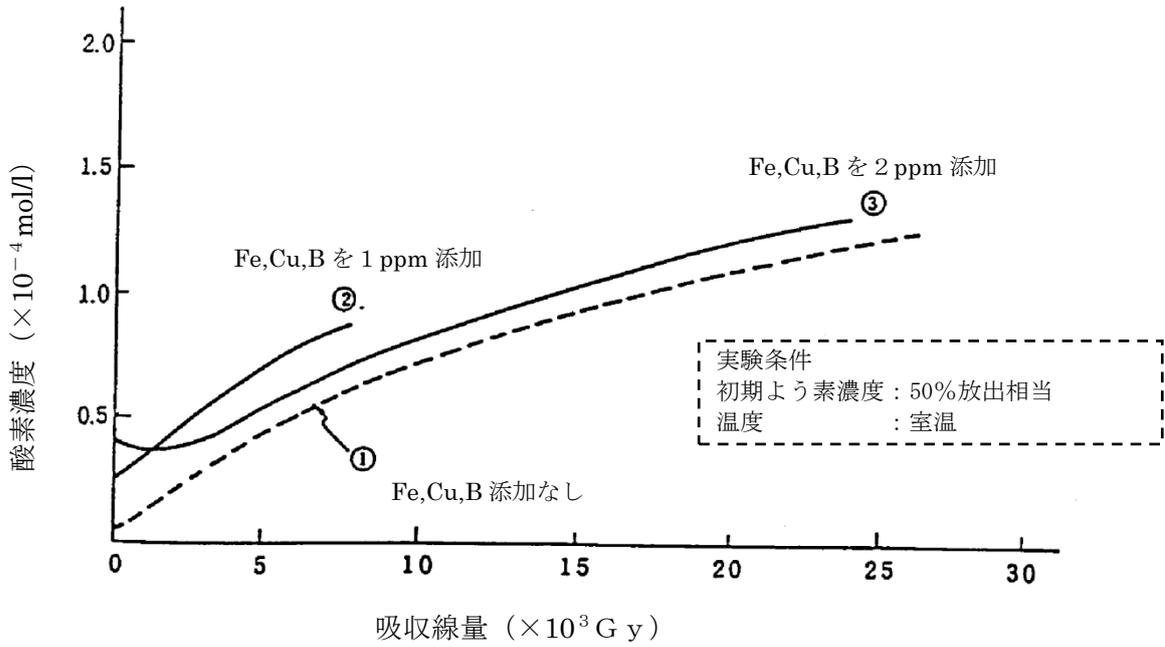


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係
(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

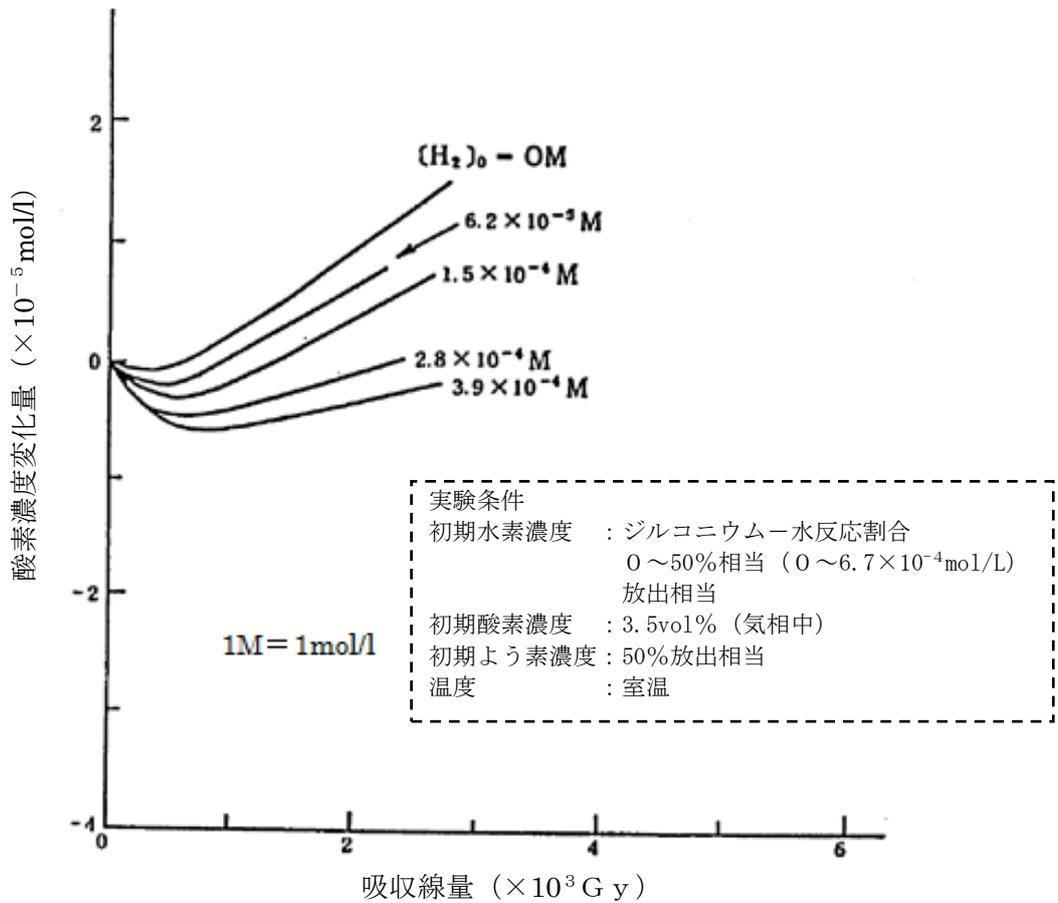


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (溶存水素濃度を変化させた場合)

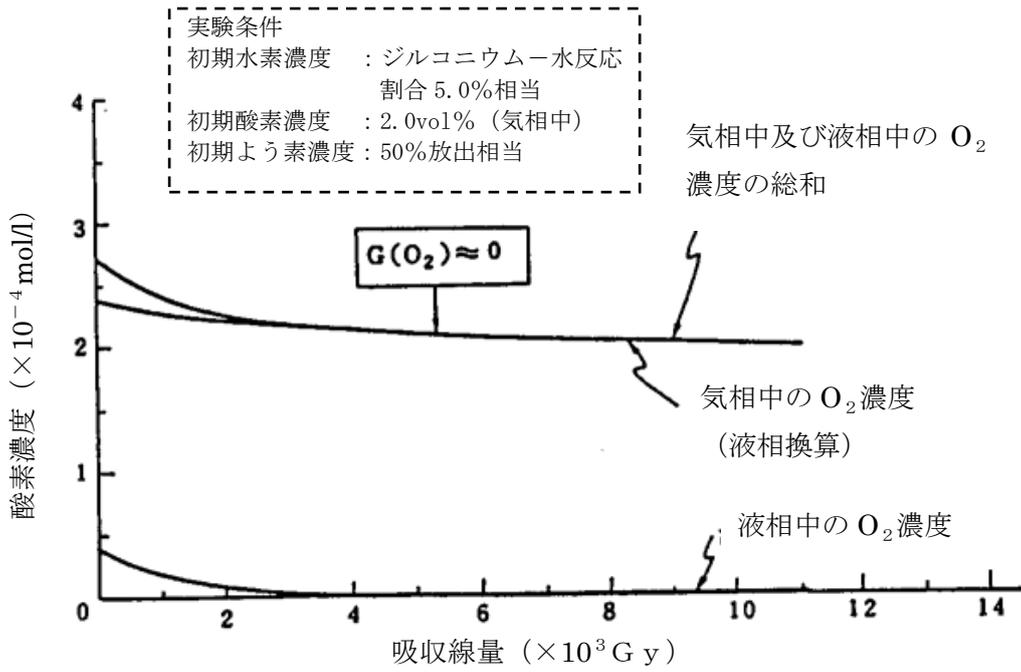


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (沸騰状態)

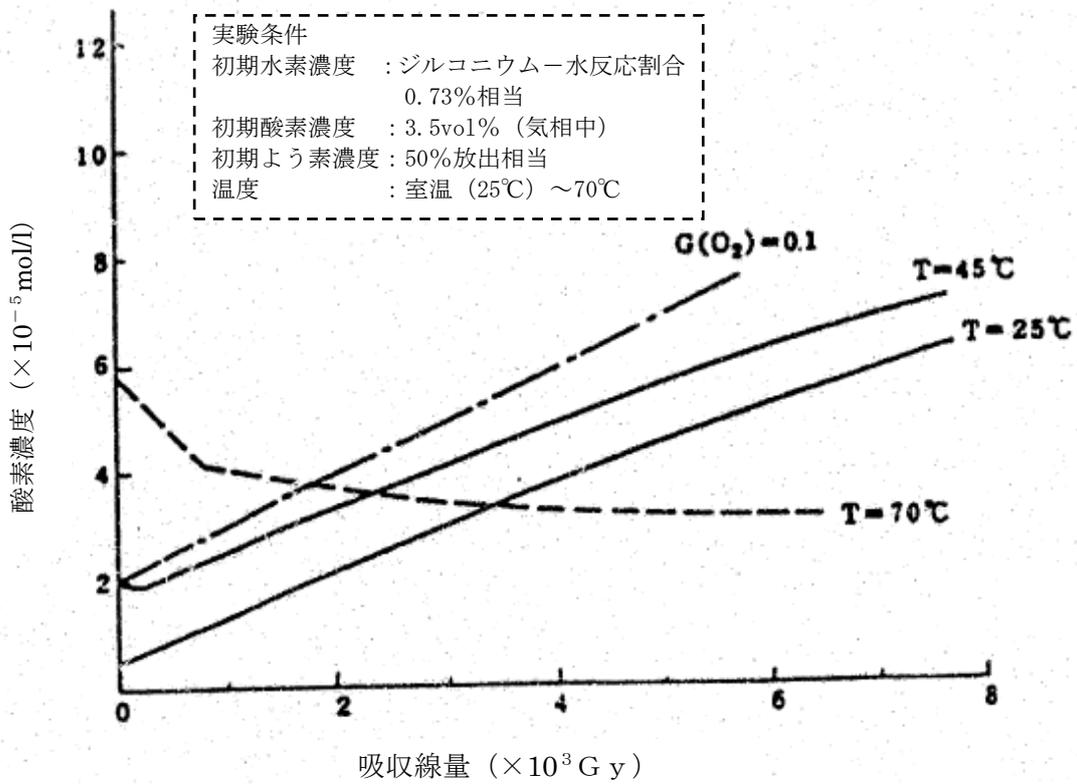


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合)

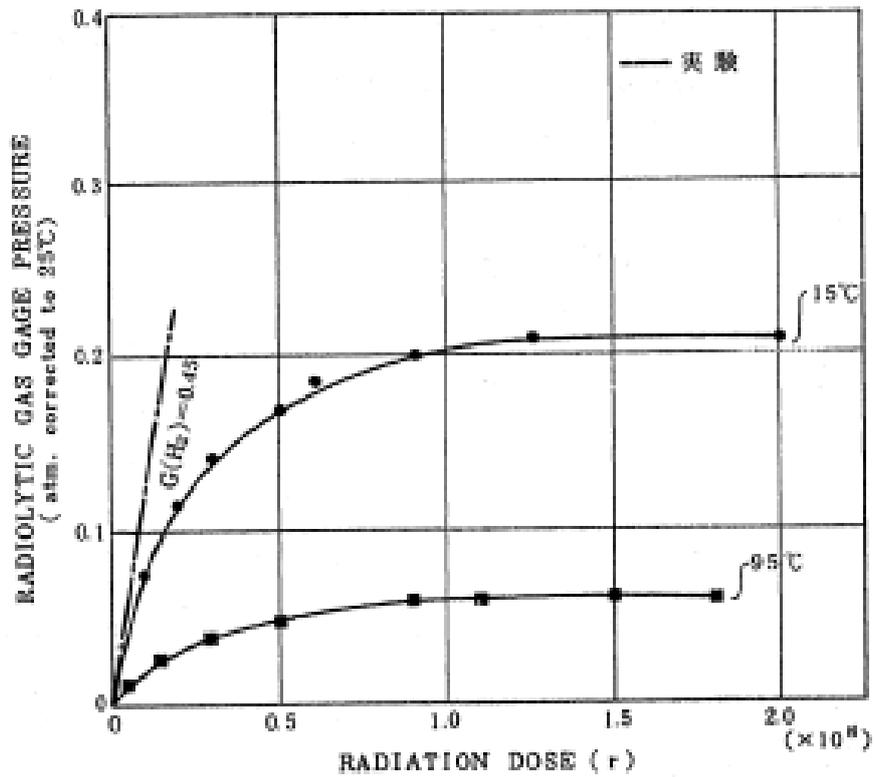


図7 水素ガス発生量と吸収線量の関係 (温度を変化させた場合) -ORNLによる試験

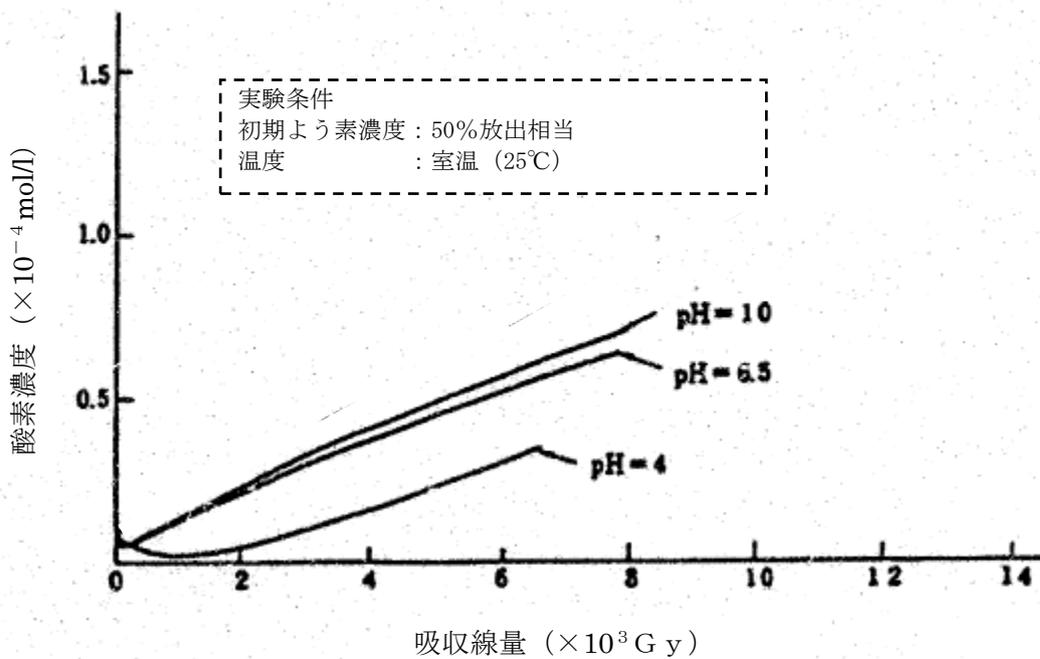


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係 (pHを変化させた場合)

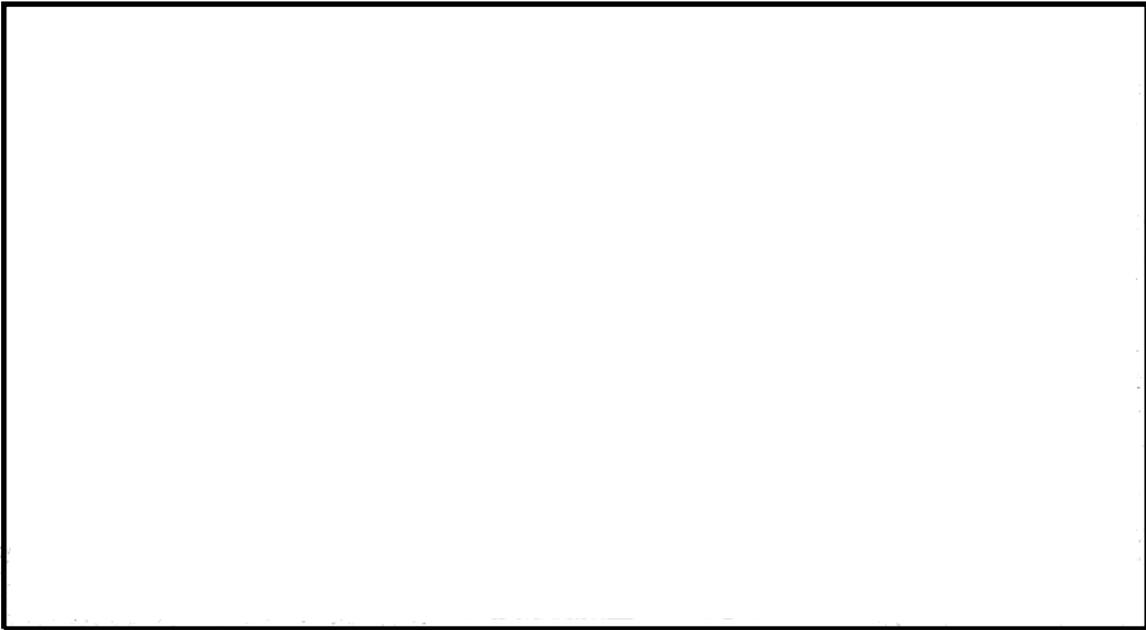


図 9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）



図 10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

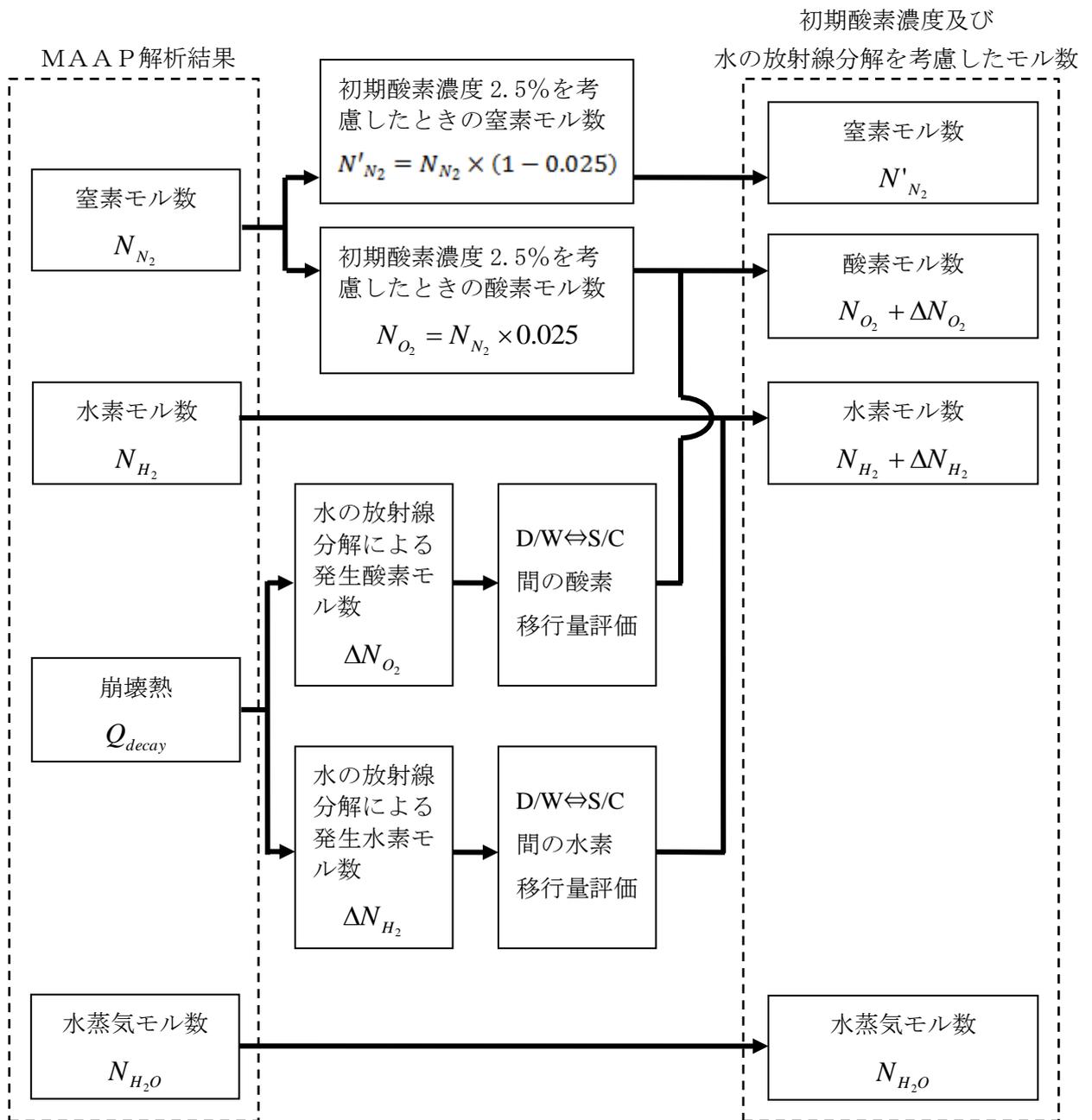


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

安定状態について（水素燃焼）

水素燃焼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：本評価では、事象発生から約 10 時間で原子炉補機代替冷却系を接続し、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施し、事象発生から約 12 時間後に可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で原子炉格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。

【安定状態の維持について】

本評価における格納容器ベントを実施しない状態を 7 日後以降も継続する場合、酸素濃度（ドライ条件）は事象発生から 100 日後時点における酸素濃度はドライ条件を仮定した場合であってもドライウェルで約 1.8vol%，サプレッション・チェンバで約 4.2vol%であり、可燃限界に到達するのは事象発生から 100 日以降である。

このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、原子炉格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や原子炉格納容器内の窒素ガス置換を試みる。これらの対応が困難であり、原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合については、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。

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）
 表1 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（水素燃焼）

項目	解析条件（初期条件、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			
初期条件 酸素濃度	2.5vol.%	2.5vol.%以下	酸素濃度 4.4vol.%（ドライ条件）到達を防止可能な初期酸素濃度として設定（運転上許容されている値の上限）	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シナリオにおいて原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
事故条件 炉心のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム約7.8%が水と反応して発生する水素量	事象進展による	解析コードMAMPによる評価結果	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シナリオにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実際の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シナリオにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シナリオにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	水素： 0.06分子/100eV 酸素： 0.03分子/100eV	重大事故時における原子炉格納容器内の条件を考慮して設定	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器フィルタベント系を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料3.4.1)

原子炉注水開始時間の評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 30 分後としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。

2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほかの評価条件は、ベースケースと同等である。

(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 25 分後とした。25 分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。

(2) 感度解析 2（注水開始時刻が遅れる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 30 分遅延することとし、事象発生から 60 分後とした。30 分は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、熔融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。

3. 評価結果

評価結果を図 1 から図 8 に示す。また、評価結果のまとめを表 1 に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から 7 日後の酸素濃度も 5 vol% 未満となった。

4. まとめ

原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

以上

表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目
	感度解析1 (事象発生から 25分後)	感度解析2 (事象発生から 60分後)	ベースケース (事象発生から 30分後)	
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 11.7%	約 6.2%	約 7.8%	—
ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	約 293kg	約 167kg	約 198kg	
ドライウェル酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.1vol%* (事象発生から 168時間後)	約 1.1vol% (事象発生から 168時間後)	約 1.1vol%* (事象発生から 168時間後)	5 vol% 以下
サプレッション・チェンバ 酸素濃度 (ウェット条件)	約 1.9vol%* (事象発生から 168時間後)	約 2.1vol% (事象発生から 168時間後)	約 1.9vol%* (事象発生から 168時間後)	

※ 注水開始時刻の違いにより、水-ジルコニウム反応による水素発生量 (①) や溶融炉心の形状に応じて水蒸気発生量 (②) が変化する。

感度解析1は、ベースケースよりも①が増加し、②が減少している。①の増加は格納容器内の酸素濃度を下げる効果となるが、②の減少は酸素濃度を上げる効果となるため、結果として168時間後の酸素濃度は同等の値となっている。

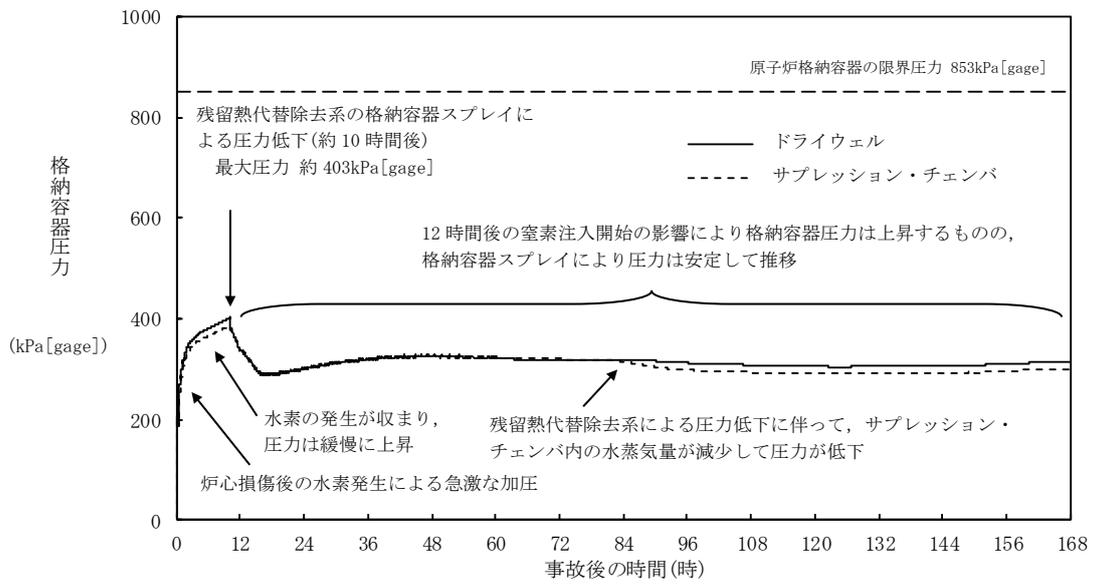


図1 格納容器圧力の推移（感度解析1）

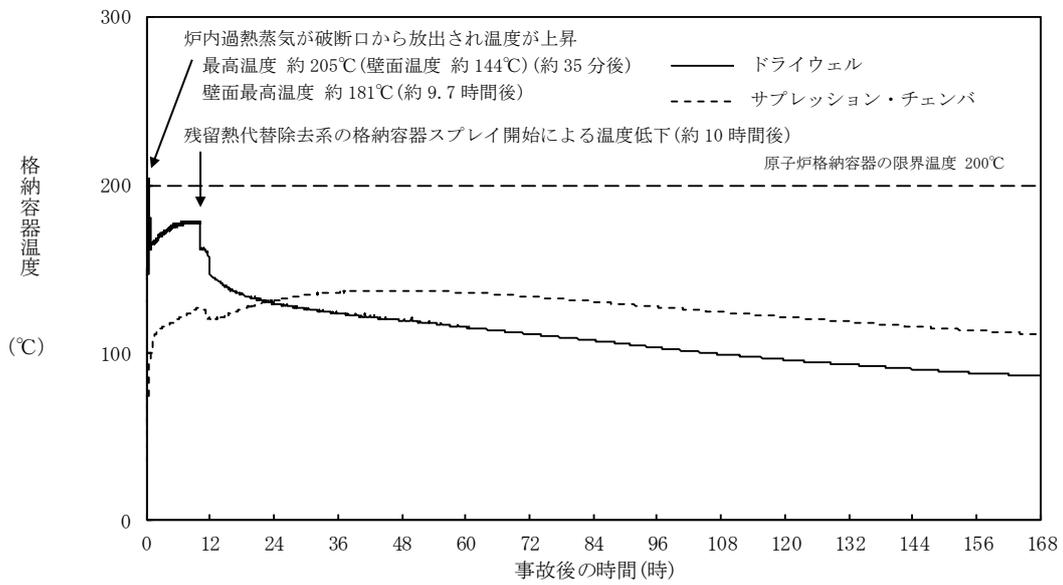
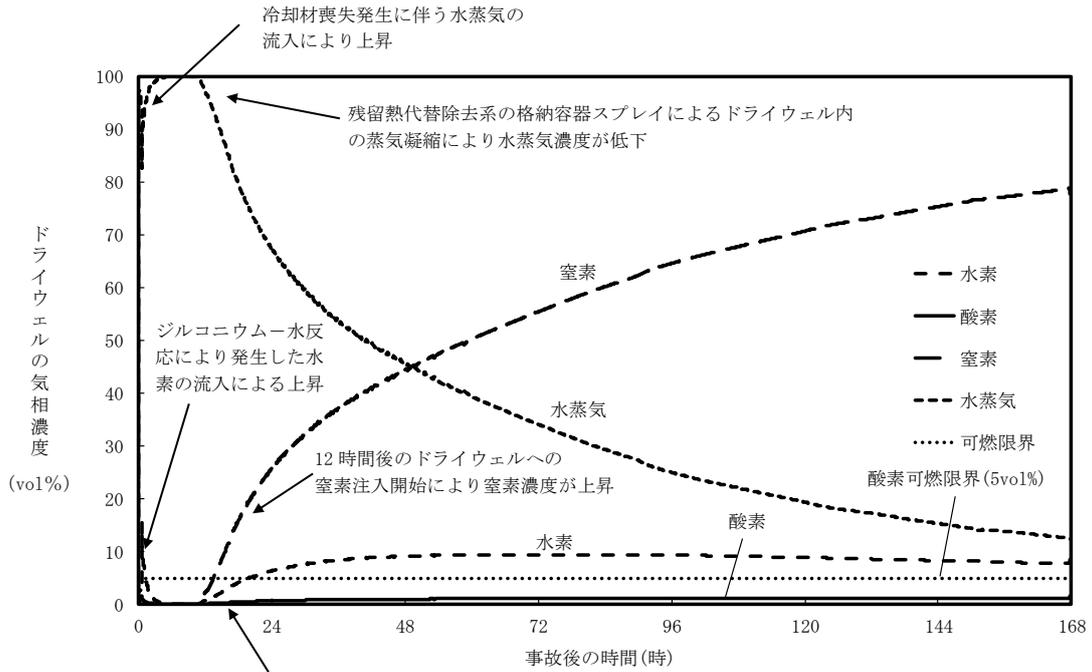


図2 格納容器温度の推移（感度解析1）



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図3 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

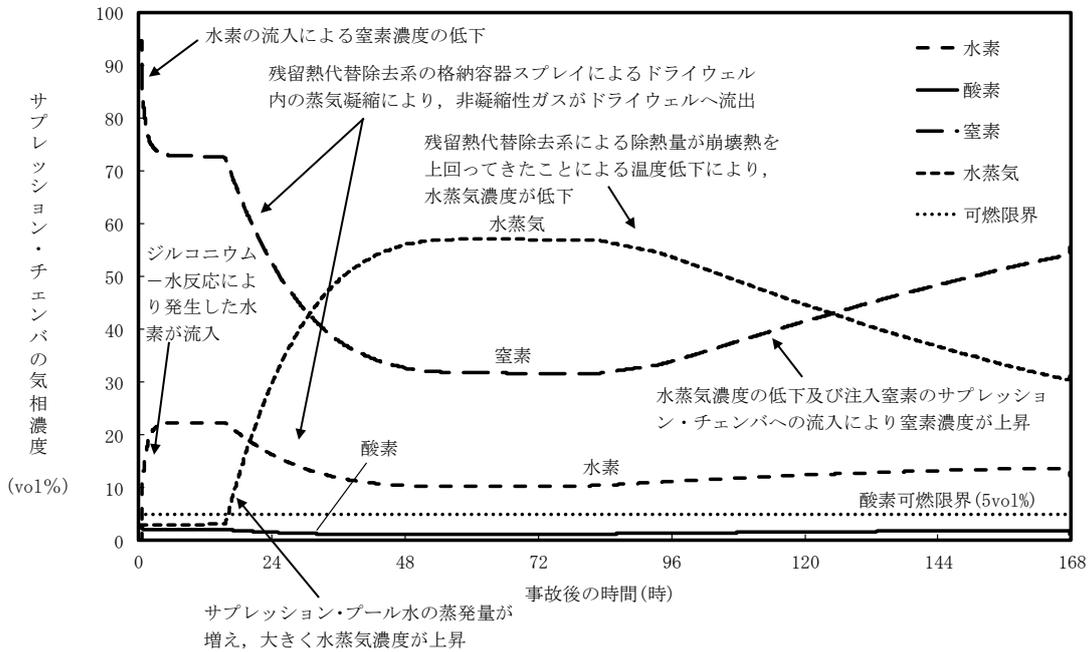


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

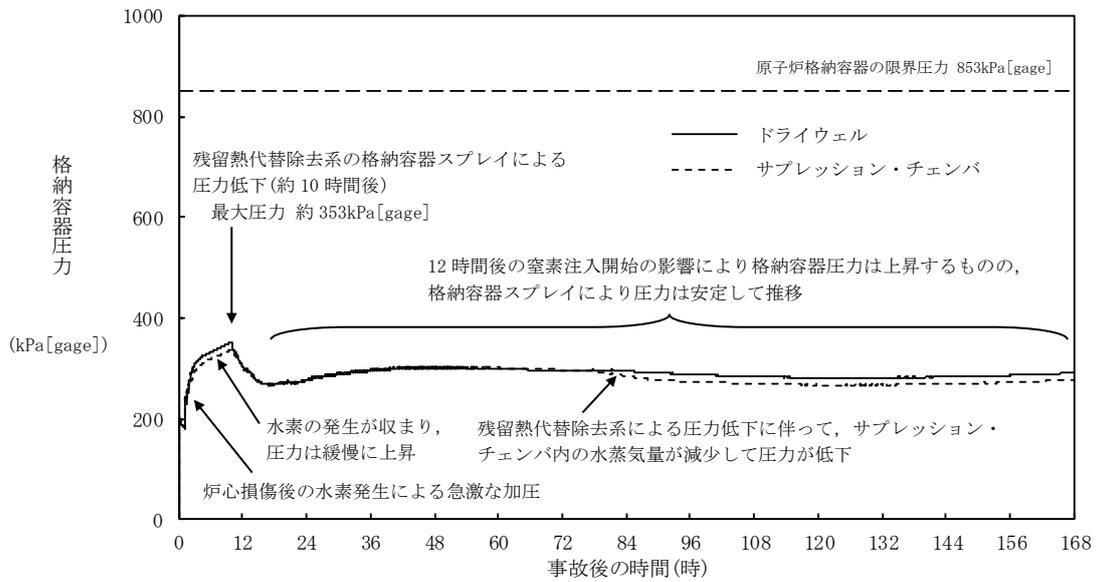


図5 格納容器圧力の推移（感度解析2）

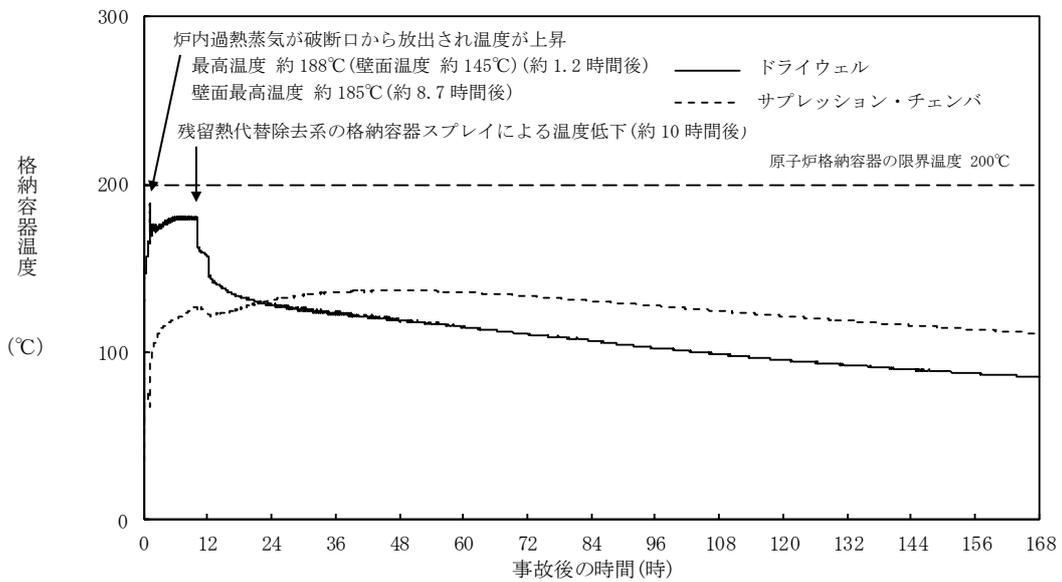


図6 格納容器温度の推移（感度解析2）

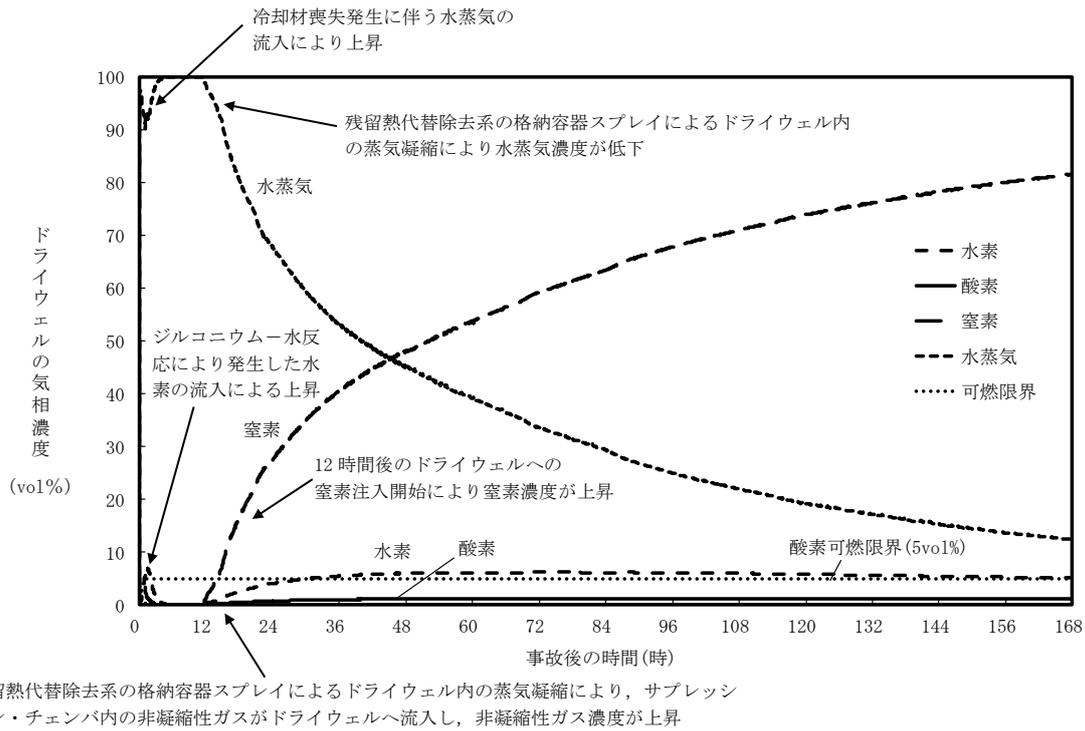


図7 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

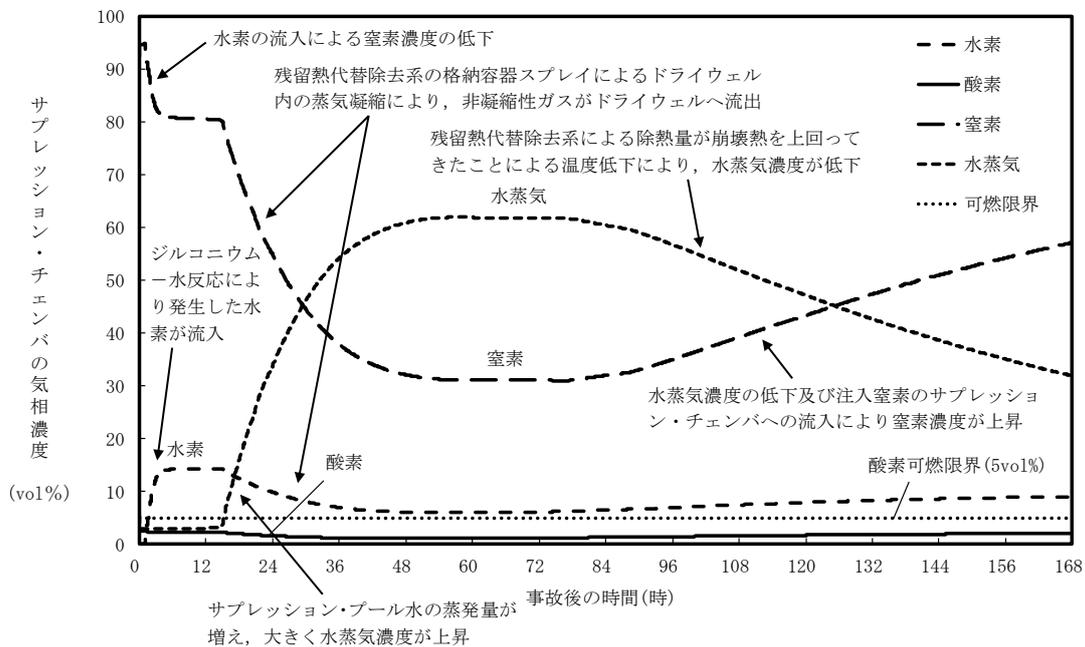


図8 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

3.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(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、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX及びLOCAである。

(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）が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，原子炉格納容器下部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，ペDESTAL代替注水系（可搬型）によって溶融炉心を冷却すること及び原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することにより，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ガス発生を抑制する。

また，溶融炉心の落下後は，ペDESTAL代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後，残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに，長期的な原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から，可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素供給することによって，原子炉格納容器の破損を防止する。

なお，本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し，原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(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，原子炉格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため，格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水手段を整備する。また，ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防止し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

また，その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から，残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお，これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応，本格納容器破損モー

ドによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa.からk.に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すg.からj.である。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(1)図から第3.2.1-1(4)図である。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1-1(2)図から第3.2.1-1(4)図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.5.2 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

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋デブリ冷却失敗」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。

また、「1.2.2.1(3)e. 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合は原子炉格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで溶融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。

また、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施するまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を考慮する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことか

ら、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉压力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉压力容器破損、原子炉压力容器内F P挙動、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉压力容器外F C I（熔融炉心細粒化）、原子炉压力容器外F C I（デブリ粒子熱伝達）、熔融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉压力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリートの侵食量等の過渡応答を求める。

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、「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素ガス及び酸素ガスの発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.5.2-1(1)図及び第3.5.2-1(2)図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサプレッション・チェンバ気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サプレッション・プール水位、ペDESTAL水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第3.5.2-1(3)図から第3.5.2-1(11)図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置するとともに、熔融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で0 cm、壁面で約4 cmに抑えられ、原子炉格納容器下部の熔融炉心は適切に冷却される。また、MAAPコードによる評価において、コリウムシールドと熔融炉心の接触面温度は2,100℃未満であり、原子炉格納容器下部床面に設置したコリウムシールドの侵食は生じない。

原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が約 1.6m 厚さの内側鋼板及びコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、原子炉格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約 4 cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食に対しては、原子炉格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約 4m であり、原子炉格納容器下部床面のコンクリート侵食量は 0 cm であるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、原子炉格納容器下部壁面についてはコンクリートの侵食量が約 4 cm であるため、約 11kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって約 423kg の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

なお、原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ドライウェルよりも大きな値となるサプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 9.9vol% 以上、ドライ条件で約 24.7vol% 以上となり、ドライ条件においては 13vol% を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から 7 日後（168 時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約 1.6vol%、ドライ条件で約 2.5vol% であり、可燃限界である 5 vol% を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用によって、可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、上記の酸素濃度（ウェット条件で 1.6vol%、ドライ条件で 2.5vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

その後は、原子炉格納容器下部に崩壊熱相当に余裕を見た流量での原子炉格納容器下部注水を行い、また、残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.1)

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量^{*1}をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

※1 熔融炉心が適切に冷却されることについても、原子炉格納容器の構造

部材の支持機能が維持される範囲で原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。

なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

3.5.3 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、重大事故等対処設備を含むすべての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作及び溶融炉心落下後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コンクリート種類が挙げられる。

本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して溶融炉心の拡がりを抑制した場合、及び、デブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。なお、溶融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合、コンクリート種類に対して壁方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。これらの影響評価に加え、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。

これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。

また、原子炉圧力容器下鏡温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約3.1時間後）で原子炉格納容器下部への初期水張りを行い、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に対しては、原子炉格納容器下部の雰囲気温度、格納容器圧力等を監視することによって、原子炉圧力容器破損を認知し、原子炉格納容器下部への注水を行うといった徴候を捉えた対応によって、溶融炉心を実際に冷却できることを確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について、原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性が確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する

感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約5.4時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内F P挙動の不確かさとして、核分裂生成物（F P）挙動モデルはPHEBUS-F P実験解析により原子炉圧力容器内へのF P放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-F P実験解析では、燃料被覆管破裂後のF P放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内F P放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールクラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。また、コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があるが、本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、コリウムシールド及

びコンクリートの侵食量への影響が考えられる。本評価事故シーケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に関しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける熔融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能である。
(添付資料 3.5.2)

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の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORAX実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発

生から約 5.4 時間後) に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉压力容器における原子炉压力容器内 F P 挙動の不確かさとして、原子炉压力容器内 F P 挙動と熔融炉心・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格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により熔融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また、熔融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて、熔融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。評価の体系として、水中に落下した熔融炉心が初期水張り水深と同じ高さの円柱を形成し、円柱の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。感度解析の結果、第 3.5.3-1(1) 図に示すとおり、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。また、熔融炉心と原子炉格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からのプール水への熱流束及び熔融プール-クラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリートの侵食量について支配的な熔融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。感度解析の結果、第 3.5.3-1(2) 図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0 cm、壁面で約 13cm に抑えられ、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約 41kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約 422kg の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルよりも大きな値となるサブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 6.1vol% 以上、ドライ条件で約 30.9vol% 以上となり、ドライ条件においては 13vol% を上回る。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。

なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 41kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約 35kg、一酸化炭素が約 6 kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1 kg 未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃

性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後（168時間後）でもサプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約1.5vol%，ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、上記の酸素濃度（ウェット条件で1.5vol%，ドライ条件で4.1vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

（添付資料 3.5.2, 3.5.3）

(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3.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び熔融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して、最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合には、コンクリートより融点が高い内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、原子炉格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食は抑制されるが、コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は原子炉格納容器下部の床面積であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起因事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下鏡温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件のコリウムシールドの侵食開始温度は、解析条件の $2,100^{\circ}\text{C}$ に対して最確条件は $2,100^{\circ}\text{C}$ であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.5.2)

(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崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33Gwd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 30Gwd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の 800kW/m^2 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW/m^2 相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリートの侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第 3.5.3-1(2)図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0cm 、壁面で約 13cm に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約 41kg の可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価

においてもジルコニウム-水反応によって約 422kg の水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本感度解析における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルよりも大きな値となるサプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 6.1vol%以上、ドライ条件で約 30.9vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 41kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約 35kg、一酸化炭素が約 6 kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1 kg 未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から 7 日後（168 時間後）でもサプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約 1.5vol%，ドライ条件で約 4.1vol%であり、可燃限界である 5 vol%を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、上記の酸素濃度（ウェット条件で 1.5vol%，ドライ条件で 4.1vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、コリウムシールドについては、機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の原子炉格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な熔融が生じ、原子炉格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食は抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は原子炉格納容器下部の床面積であり、最確

条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、サプレッション・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件について、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象である LOCA 等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断 LOCA + ECCS 注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用出来ないものと仮定した。この場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間は約 3.3 時間となる。

その結果、第 3.5.3-1(3)図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0 cm、壁面では約 4 cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また、コンクリートの侵食量がわずかであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に及ぼす影響を与えない。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響はなく、原子炉格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、サプレッション・チェンバよりも大きな値となるドライウエルにおいて、ウェット条件で約 0.1vol% 以上、ドライ条件で約 24.8vol% 以上となり、ドライ条件においては 13vol% を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から 7 日後（168 時間後）においてもウェット条件で約 2.4vol%、ドライ条件で約 2.9vol% であり、可燃限界である 5 vol% を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

機器条件のコリウムシールドの侵食開始温度は、解析条件の 2,100°C に対して最確条件は 2,100°C であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

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

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉压力容器下鏡温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、当該操作に対応する運転員、対策要員に他の並列操作はなく、また、現場操作における評価上の所要時間には余裕を見込んで算定していることから、他の操作に与える影響はない。

操作条件のペDESTAL代替注水系（可搬型）による熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作は、解析上の操作開始時間として原子炉压力容器破損後（事象発生から約 5.4 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器破損までに事象発生から約 5.4 時間の時間余裕があり、また、熔融炉心落下後に原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が蒸発し、熔融炉心が露出するまでには約 1.4 時間の時間余裕がある。熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作はペDESTAL温度、格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉压力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。

(添付資料 3.5.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部へのペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.5.2)

(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。

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作については、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達するまでに事象発生から約 3.1 時間の時間余裕があり、原子炉格納容器下部への注水準備として、

すべての非常用炉心冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判断をした後に開始し、所要時間は約 2.5 時間で完了する。その後、ペDESTAL 水位 2.4m までの注水は約 1.9 時間で完了することから、水張りを事象発生から約 3.1 時間後に開始すると、事象発生から約 5.0 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.0 時間後の水張りの完了から、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 0.4 時間程度の時間余裕がある。

操作条件の溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部へのペDESTAL 代替注水系（可搬型）による注水操作については、原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 5.4 時間あり、また、溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約 1.4 時間の時間余裕がある。

(添付資料 3.5.2)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.5.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.5.5 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又は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL 代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水手段を整備している。また、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋デブリ冷却失敗」について、有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL 代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水を実施することにより、溶融

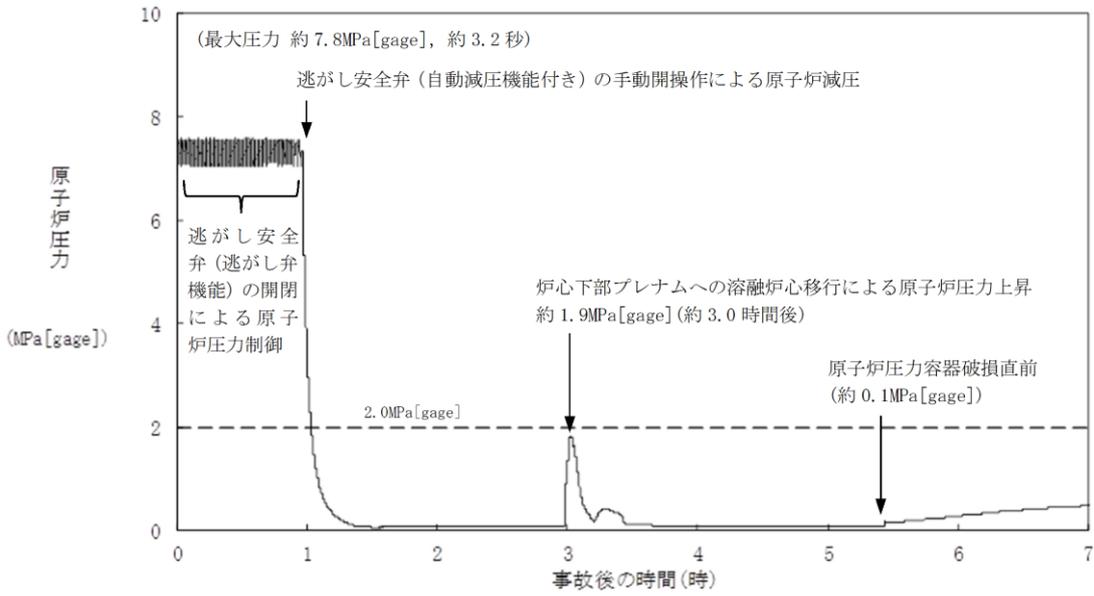
炉心の冷却が可能である。その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は原子炉格納容器下部床面で0 cm, 壁面で約4 cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.5.3)

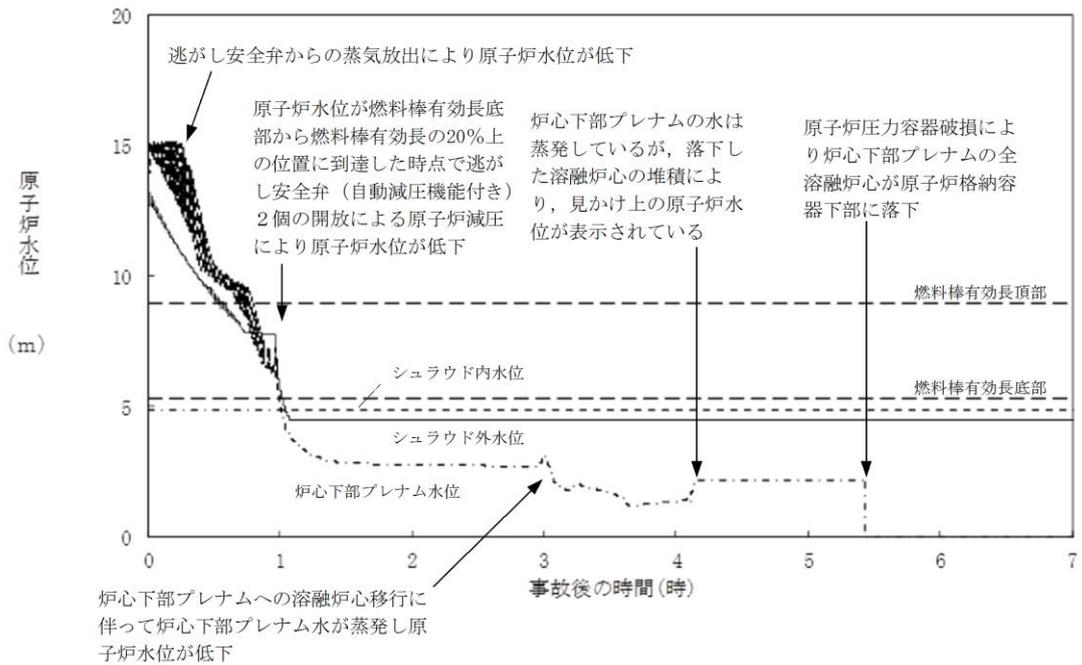
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

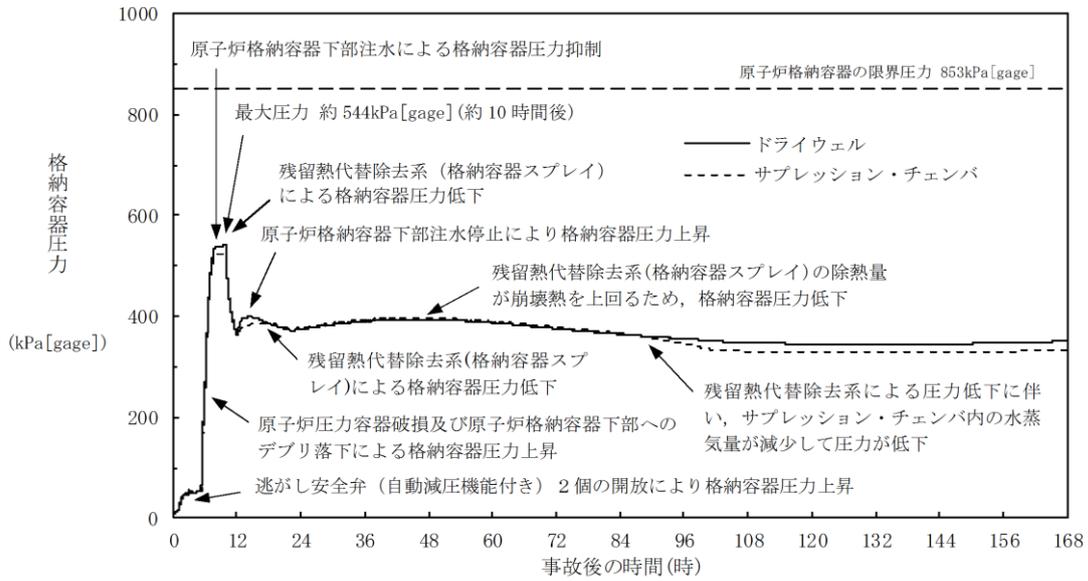
以上のことから、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



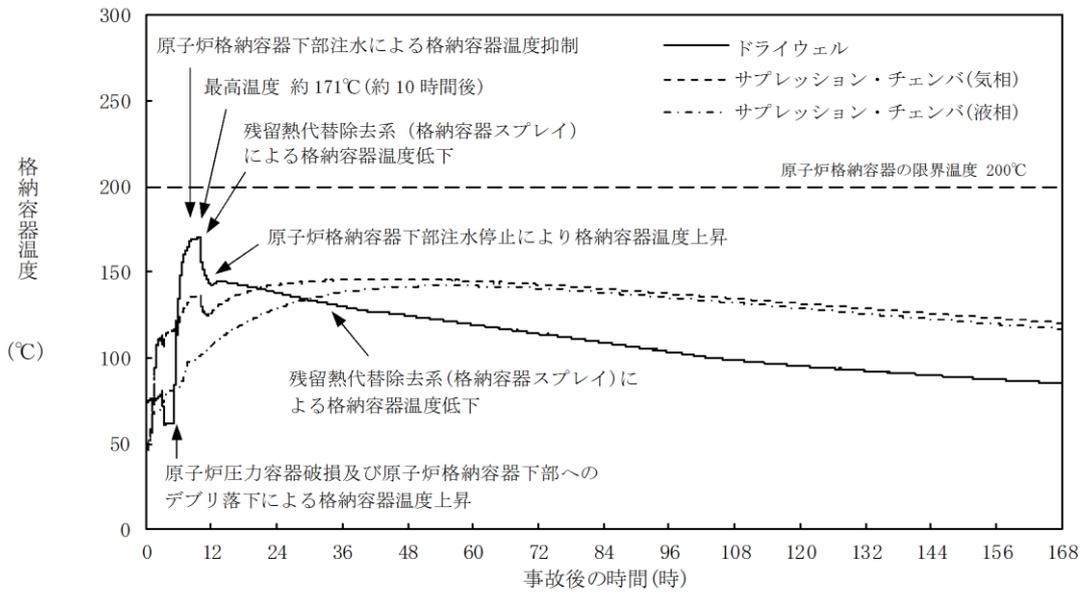
第 3.5.2-1(1) 図 原子炉圧力の推移



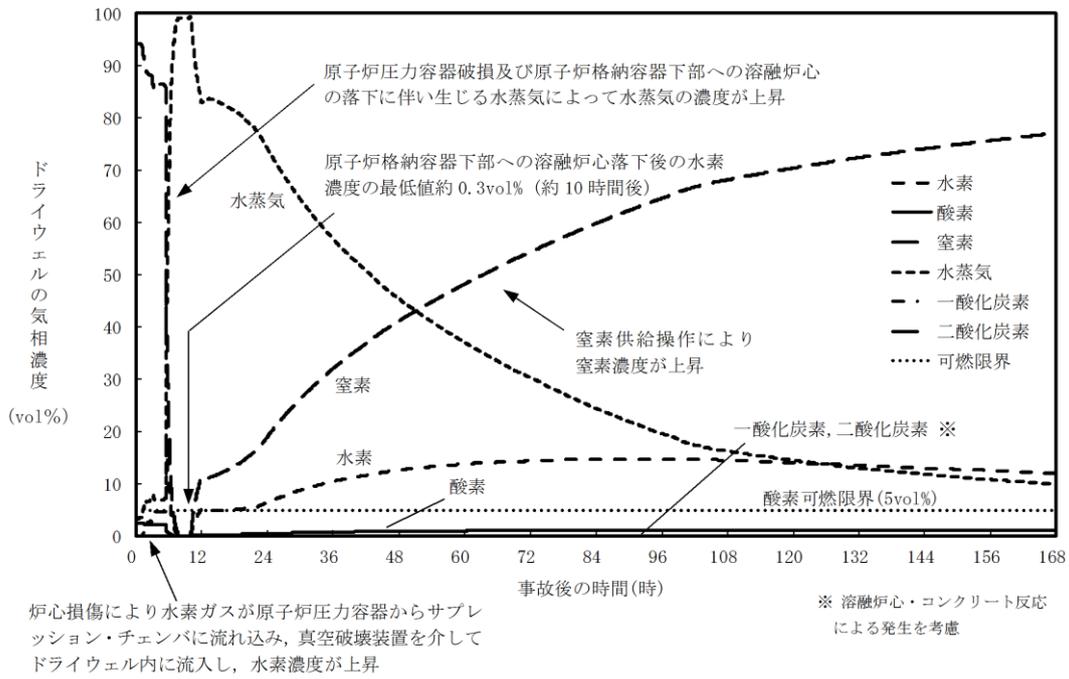
第 3.5.2-1(2) 図 原子炉水位(シュラウド内外水位) の推移



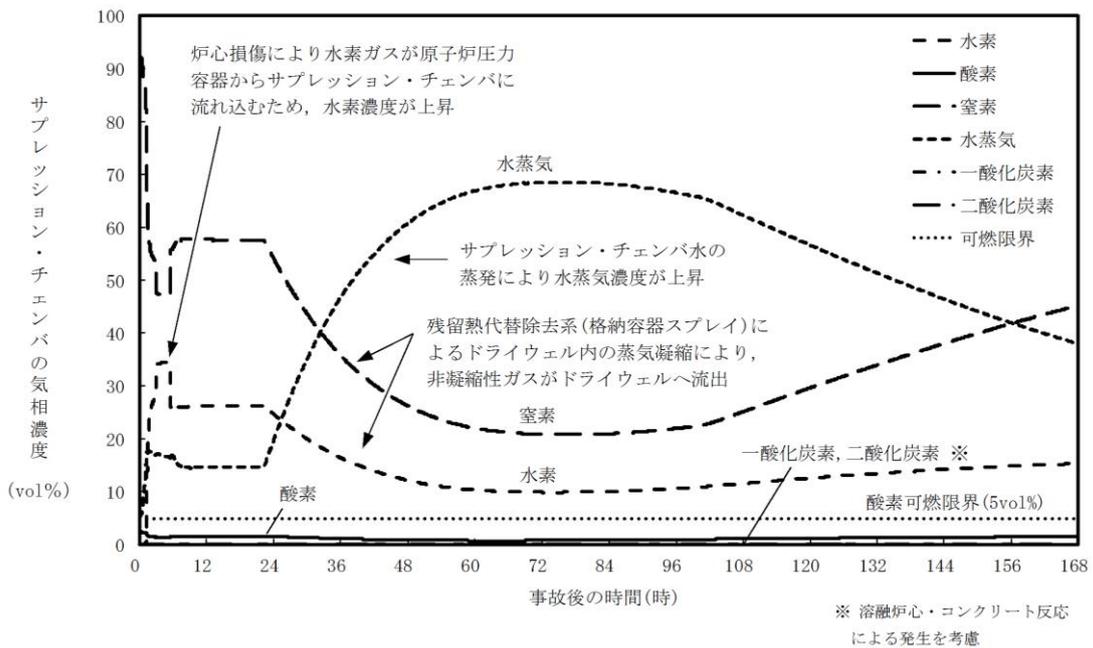
第 3.5.2-1(3) 図 格納容器圧力の推移



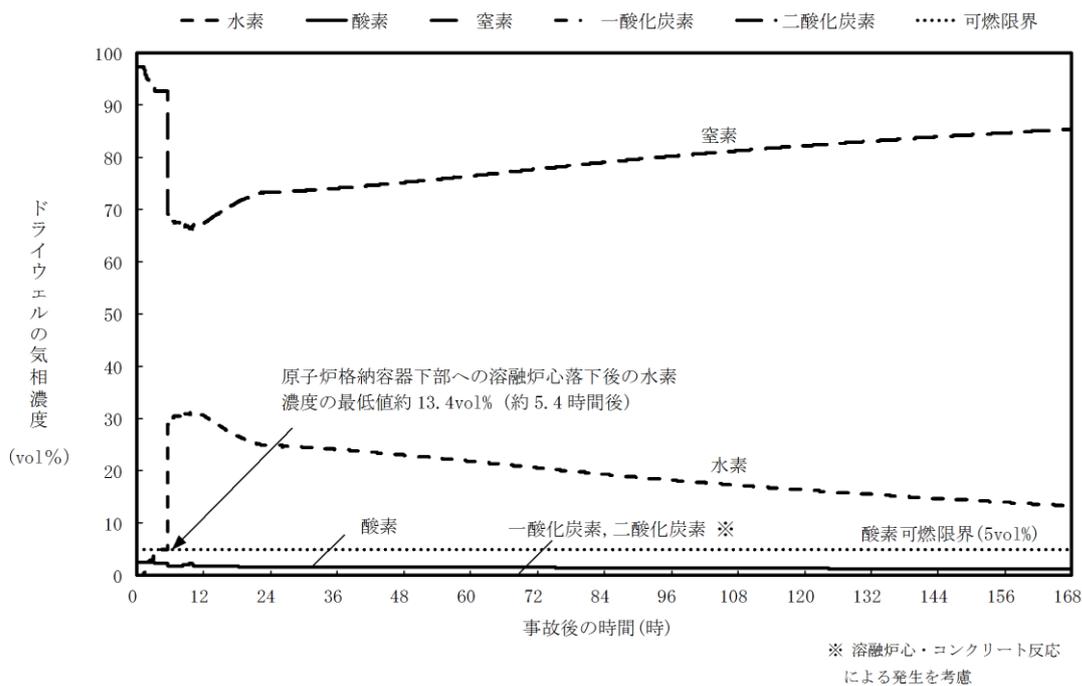
第 3.5.2-1(4) 図 格納容器温度の推移



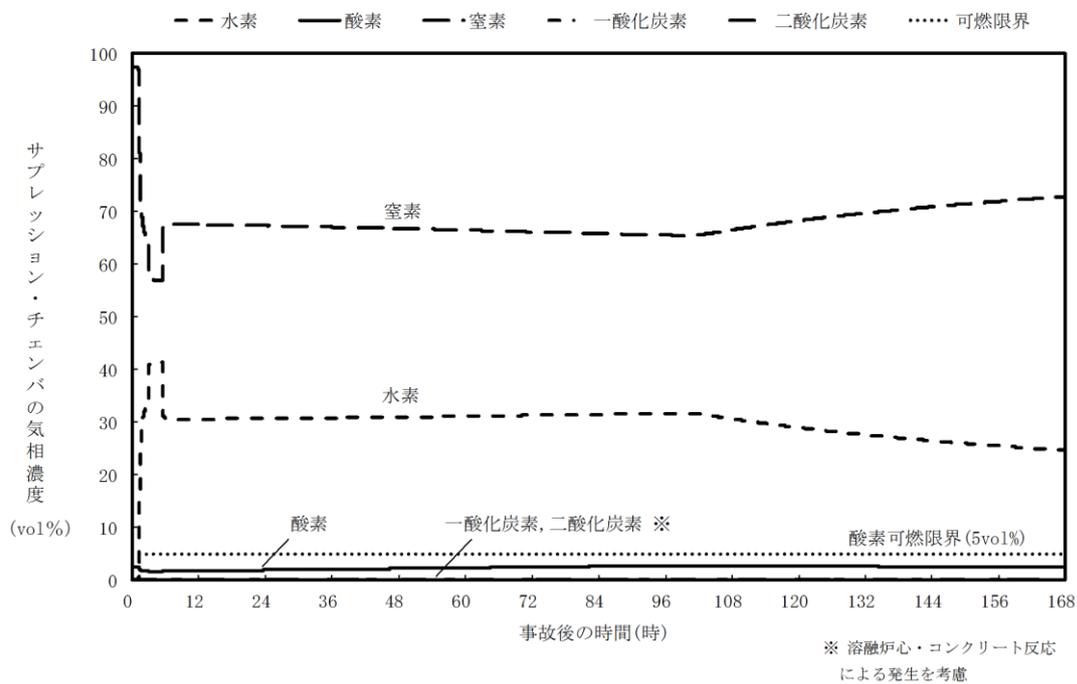
第 3.5.2-1(5) 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



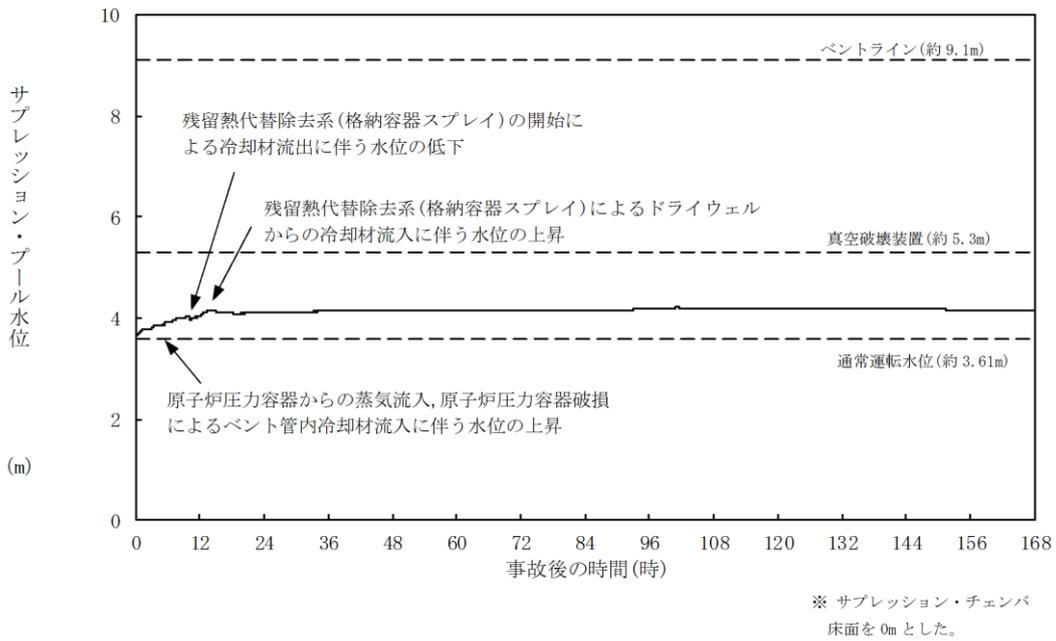
第 3.5.2-1(6) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



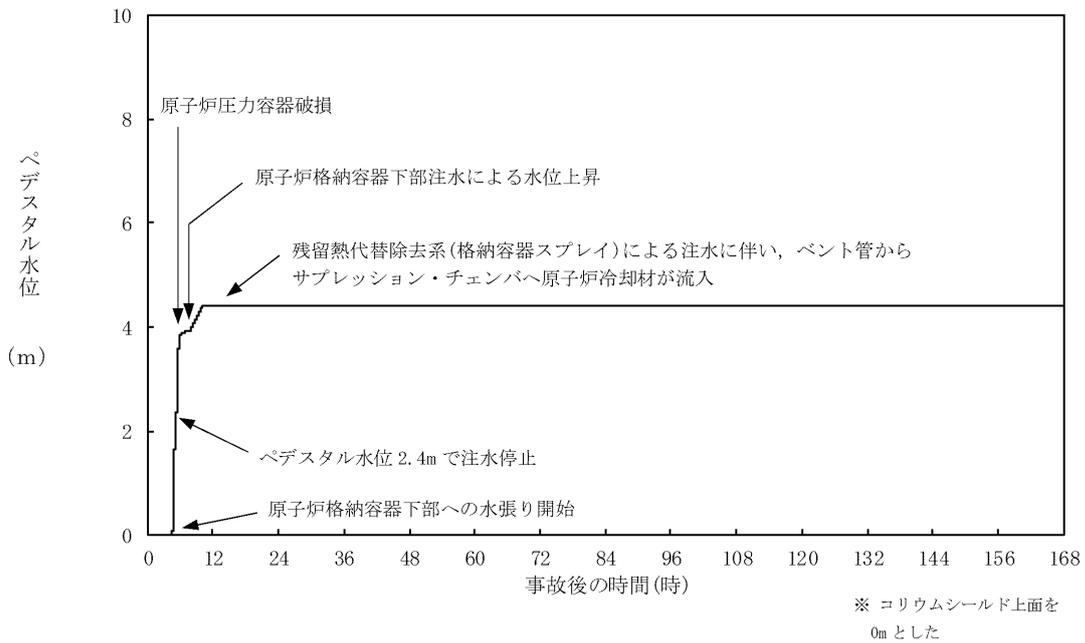
第 3. 5. 2-1(7) 図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



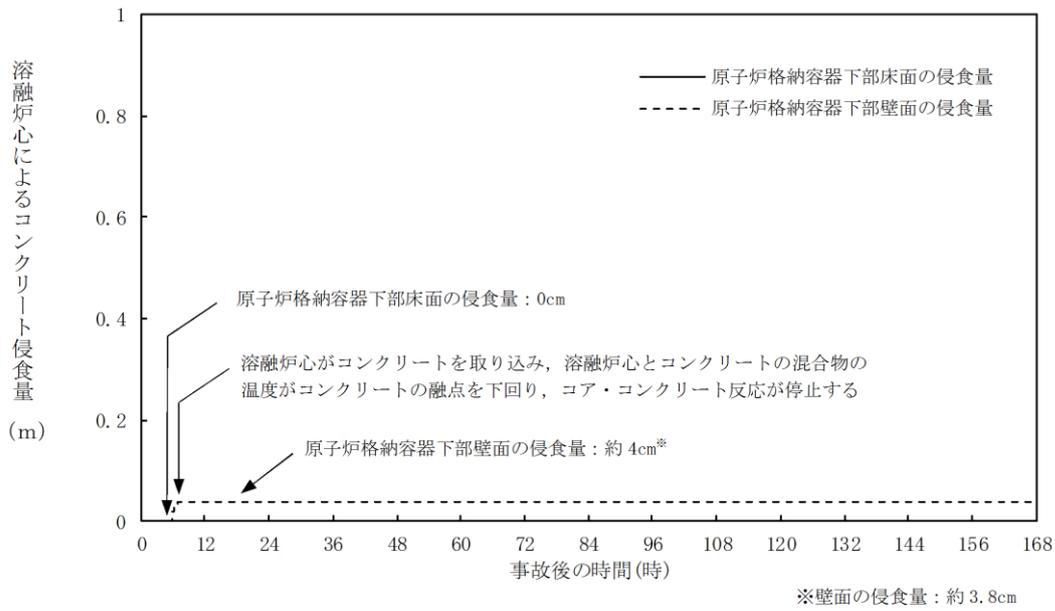
第 3. 5. 2-1(8) 図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



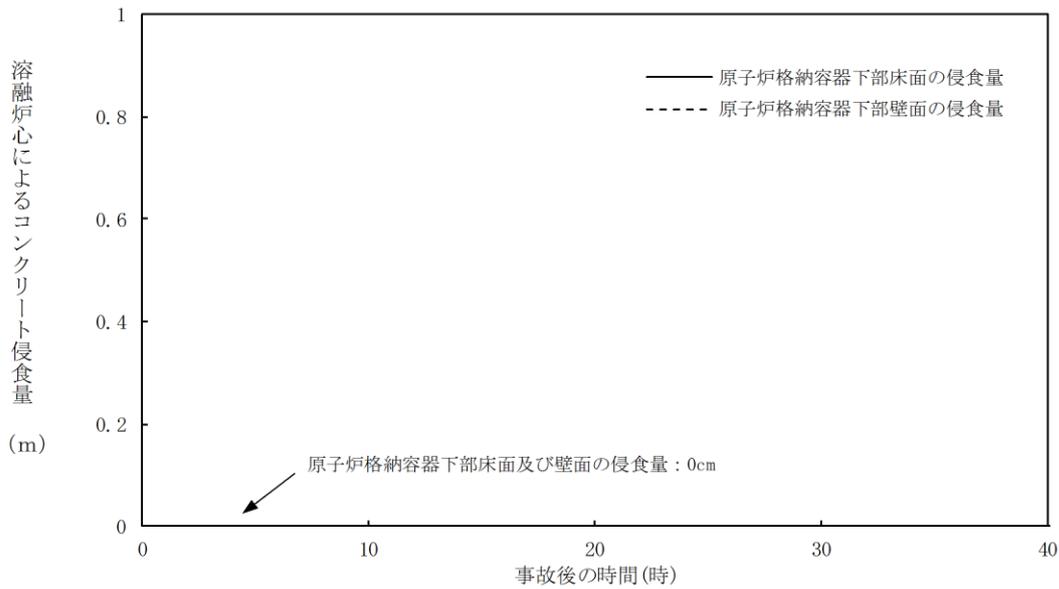
第 3.5.2-1(9) 図 サプレッション・プール水位の推移



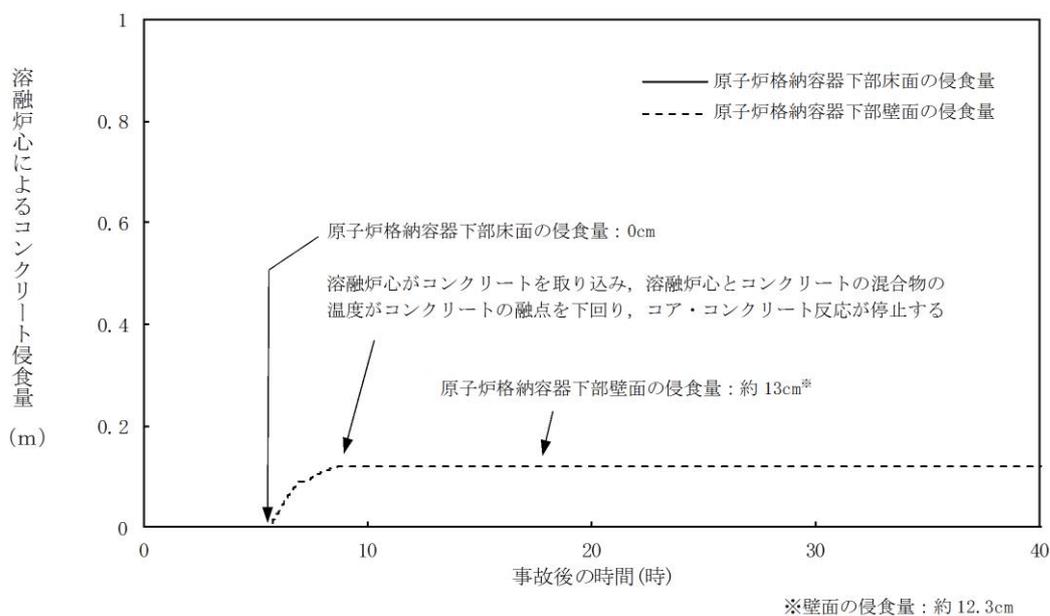
第 3.5.2-1(10) 図 ペデスタル水位の推移



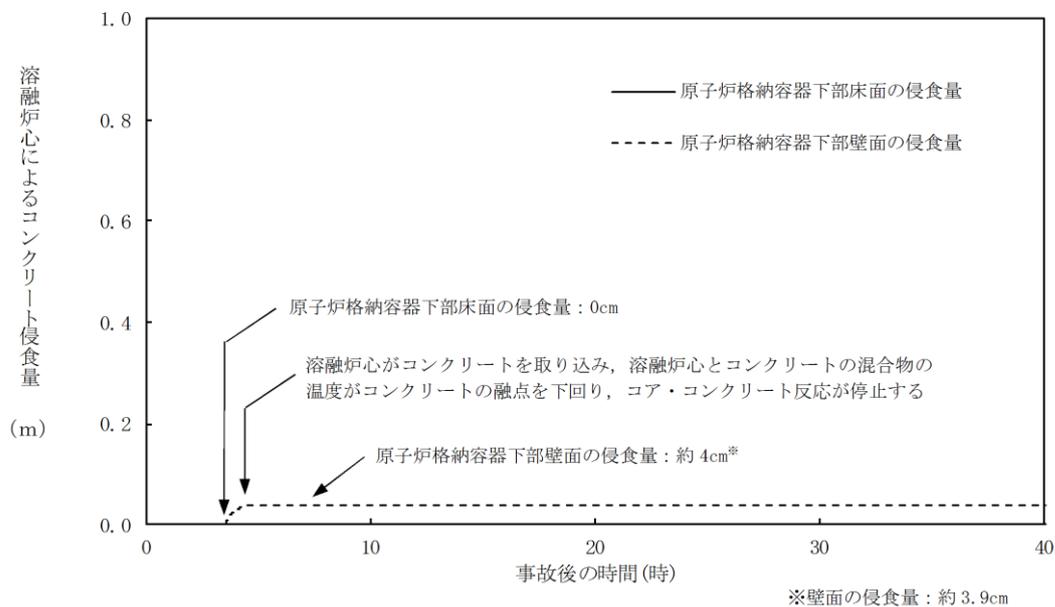
第 3.5.2-1(11) 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



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



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



第 3.5.3-1(3) 図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

安定状態について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

溶融炉心・コンクリート相互作用時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の侵食が停止し、侵食の停止を継続するための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。

【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

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への崩壊熱相当量の注水を継続することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面の侵食の停止を維持でき、原子炉格納容器安定状態が確立される。

また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

残留熱代替除去系を用いて又は残留熱除去系機能を復旧して除熱を行うことにより、安定状態後の更なる除熱が可能となる。

安定状態後の措置に関する具体的な要件は以下のとおり。

- ① 原子炉格納容器除熱機能として残留熱代替除去系の使用又は残留熱除去系の復旧による冷却への移行
- ② 原子炉格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び原子炉格納容器内への窒素ガス封入（パージ）
- ③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源）、冷却水系等の復旧
- ④ 長期的に維持される原子炉格納容器の状態（温度・圧力）に対し、適切な地震力に対する原子炉格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1）

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評価項目となるパラメータに与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (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。	「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 (炉心熱水力モデル)	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事故分析結果と良く一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性を確認している。RA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価シナリオでは、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性を確認している。RA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価シナリオでは、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始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)	CORA実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャランネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。	原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さい。	原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さい。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心の挙動モデル (炉心ヒートアップ)	炉心ヒートアップ速度の増加 (燃料被覆管酸化の促進) を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、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を確認した。	原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さい。	原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さい。
	燃料被覆管変形	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	TQUV、大破断LOCAシナリオとともに炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。	原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。	原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、溶融炉心が下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇は及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作の開始に与える影響は小さい。
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	TQXシナリオ及び中小破断LOCAシナリオに対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を行い、以下の傾向を確認した。	原子炉水位差動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉水位差動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離 (水位変化)・対向流					

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（溶融炉心・コンクリート相互作用）（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)	原子炉圧力容器外FC I (溶融炉心細粒化)		原子炉圧力容器外FC I現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外FC Iによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シナケケンスでは、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認しており、また、溶融炉心の温度に対する感度は小さく、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器外FC I (デブリ粒子熱伝達)		溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベデスタル形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。		
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラスタへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限値とした場合でも、コンクリート侵食量が22.5cm程度に収まることを確認した。	本評価事故シナケケンスでは、コリウムシールド及びコンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。感度解析の結果、コリウムシールド及びコンクリート侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 (添付資料3.5.3参照)
	溶融炉心と格納容器下部プールの伝熱	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。		
	溶融炉心とコンク리트の伝熱		ACE実験解析及びSURC-4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리트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した。		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきがMAAPコードの予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。		エントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールクラスタ間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンク리트の侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できると考えられる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約41kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもシルコニウム—水反応によって約422kgの酸素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。 (添付資料3.5.3参照)

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関する影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (1/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	2.436MWt	2.435MWt以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	6.93MPa [gage]	約6.77~ 6.79MPa [gage] (実績値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉水位	通常水位(気水分離器下端から+83cm)	通常水位(気水分離器下端から約+83cm) +83cm~約+85cm)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6mであり、水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム25分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位から約4.6mであるのに対してゆらぎによる水位変動幅は約2cmであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格流量の85~104% (実測値)	定格炉心流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料(A型)	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱力学的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱力学的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	最確条件とした場合は、炉心に装荷される燃料は装荷炉心毎に異なることとなるが、装荷される燃料である9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、MOX燃料のうち、9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)の燃料の組成は同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979(燃焼度336wd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979炉心平均燃焼度約306wd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件とした場合は、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じた原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順(原子炉圧力容器下鏡温度に応じた原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。
格納容器容積(ドライウエル)	7,900m ³	7,900m ³ (設計値)	ドライウエル内各種の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器容積(サブプレッション・チャンセル)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³ (設計値)	サブプレッション・チャンセル内各種の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。

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となるパラメータ相互作用) (2/4)

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
真空破壊装置	3.43kPa(ドライウエール-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	3.43kPa(ドライウエール-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)(設計値)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
サブプレッジョン・プール水位	3.61m(NWL)	約3.59m~約3.63m(実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 相当であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッジョン・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位の熱容量は約2800m ³ 相当であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.02m分)の熱容量は約20m ³ 相当であり、その低下割合は通常水位時の約0.7%程度と非常に小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブプレッジョン・プール水温度	35℃	約19℃~約35℃(実測値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温度の上限値として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点として原子炉格納容器下部への注水を行うこととなることから、本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心・コンクリート相互作用による食食量という観点では、直接的な影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器圧力	5 kPa [gage]	約5 kPa [gage] ~ 約7 kPa [gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間と与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間(約188kPa [gage])であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2 kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から原子炉圧力容器破損までの圧力上昇率(平均)は約5.4時間(約188kPa [gage])であるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇率は約2 kPaであり非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約45℃~約54℃程度(実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点として原子炉格納容器下部への注水を行うこととなることから、本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの温度上昇率(平均)は約5.4時間で約66℃であるのに対して、ゆらぎによる温度上昇率は非常に小さい。従って、事象進展に与える影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
外部水源の温度	35℃	31℃以下(実測値)	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡温度の上昇を起点として原子炉格納容器下部への注水操作の開始となることから、本パラメータにより影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部水源の温度が低い場合、溶融炉心・コンクリート相互作用の食食量という観点では溶融炉心からの除熱が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
外部水源の容量	7,000m ³	7,000m ³ 以上(合計貯水量)	輪谷貯水槽の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、水源が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。	—
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上(合計貯水量)	発電所構内に貯蔵している合計容量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、燃料が枯渇することはない。運転員等操作時間に与える影響はない。	—

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となる影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/4）

項目	解析条件(初期条件、事故条件及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当(圧力依存あり)	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、現象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面で0cm、壁面で約13cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。(添付資料3.5.3)	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、現象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面で0cm、壁面で約13cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。(添付資料3.5.3)
	コンクリートの種類	玄武岩系 コンクリート	使用している骨材の種類から設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、現象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	内側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用による腐蝕が抑制されるが、コンクリート及びコンクリートの侵食が抑制されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用による腐蝕が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	原子炉格納容器下部に落下する溶融物は扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用による腐蝕が抑制されるが、コンクリート及びコンクリートの侵食が抑制されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用による腐蝕が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	原子炉格納容器下部床面積	原子炉格納容器下部床面積を設定	原子炉格納容器下部床面積を設定	コリウムシールドを床面に設置するため、その設置面積を用いるものとする	解析条件と最確条件とは同様であることから、現象進展に与える影響はない。
事故条件	起回事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	起回事象の違いによって操作手順(原子炉圧力容器下部鏡温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点で厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シナリオを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シナリオの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能について使用できないものと仮定した。この場合、現象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間は約3.3時間となる。その結果、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で0cm、壁面では約4cmに抑えられる(添付資料3.5.3参照)機能を維持できることを確認した。
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定また、すべての非常用ディーゼル機関等の機能喪失を設定	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定	解析条件と最確条件とは同様であることから、現象進展に与える影響はない。
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定		

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と与える影響 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (4/4)

項目	解析条件 (初期条件, 事故条件及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉水位低 (レベル2)	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて原子炉格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、運転員等操作時間に対する影響は小さい。	最確条件とした場合には、逃がし安全弁を通じて原子炉格納容器内に放出される蒸気量が減少することから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
再循環ポンプ	事象発生と同時に閉止	事象発生と同時に閉止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58~ 7.79MPa [gage] 367~377t/h/個	逃がし弁機能 7.58~ 7.79MPa [gage] 367~377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の2個を開することによる原子炉減圧	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) の2個を開することによる原子炉減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	原子炉圧力容器破損前: 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
ペダスタル代替注水系 (可搬型)	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見たと注水量にて原子炉格納容器下部に注水	原子炉圧力容器破損後: 崩壊熱相当に余裕を見たと注水量にて原子炉格納容器下部に注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。
コリウムシールド	材料: ジルコニア耐熱材 侵食開始温度: 2,100°C	材料: ジルコニア耐熱材 侵食開始温度: 2,100°C	材料は、溶融炉心のドライウエルサンプへの流入を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定。侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はない。

表3 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（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1/2）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方の考え方				
操作条件	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で開始、ベデスタル水位が2.4mとなる注水量(225m ³)が注水されたことをもって停止する(事象発生から約3.1時間後)	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】 中央制御室にて原子炉スクラムを確認した場合に緊急時対策要員（現場）を招集することとしており、高圧・低圧注水機能喪失を判断した場合には直ちに可搬型による注水準備操作に着手することとしている。この認知に係る時間として10分間を想定している。そのため、認知遅れ等による操作時間に与える影響はなし。</p> <p>原子炉格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、損傷炉心への注水による冷却性を確認するため、原子炉圧力容器下鏡温度は継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることはない。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉圧力容器破損前の初期水張りには、中央制御室にて弁操作を行う運転員と、現場にて可搬型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行う緊急時対策要員（現場）が各々配置されている。注水準備操作は現場にて緊急時対策要員（現場）が実施することとなるが、本操作を行う要員は、操作が終わるまで他の操作は行わない。このため、要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 現場での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水準備操作は、移動時間を含め、事象発生から2時間10分で行うことを想定している。この後、原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達を確認し、中央制御室で常設代替交流電源設備により確保した電源により弁操作を行うことにより注水を開始することとなる。以上より、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】 現場にて緊急時対策要員（現場）が格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行ったのち、中央制御室にて運転員が弁操作を行うことにより注水は開始される。当該操作に対応する運転員、緊急時対策要員（現場）に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内における操作は、操作盤での簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また緊急時対策要員（現場）の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）については、原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却を兼ねる操作であり、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達後、速やかに実施することが望ましいが、原子炉圧力容器破損前には、本操作が実施できないと仮定しても、格納容器圧力及び温度が原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することはなく、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉減圧機能維持も可能であることから、時間余裕がある。</p> <p>原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の間の注水準備が完了することから、原子炉格納容器下部への注水準備として、全ての非常用炉心冷却系等の機能喪失や早期の電源回復不能確認を含む状況判断をした後に開始し、所要時間は約2.5時間で完了する。その後、ベデスタル水位2.4mまでの注水は約1.9時間で完了することから、水張りを原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達時点である事象発生から約3.1時間後に開始すると、事象発生から約5.0時間後に水張り完了する。事象発生から約5.0時間後の水張り完了から、約5.4時間後の原子炉格納容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.4時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>解析上は作業成立性を踏まえ、事象発生から約3.1時間後としており、このうち、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器破損前の初期水張りの系統構成は、所要時間2時間10分想定のところ、訓練実績では約1時間41分で意図している作業が実施可能なことを確認した。</p>

表3 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（溶融炉心・コンクリート相互作用）（2/2）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		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	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作（原子炉格納容器破損後の注水）	原子炉圧力容器の破損を確認した場合は（事象発生から約5.4時間後）	炉心損傷後の原子炉格納容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の考慮を考慮し設定	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約5.4時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間の時間余裕がある。また、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作はペデスタル温度、格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉圧力容器が破損するまでの時間は事象発生から約5.4時間あり、また、溶融炉心落下後に、原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心が溶融炉心の崩壊熱水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間の時間余裕がある。	訓練実績等
操作条件		<p>操作の不確かさ要因</p> <p>【認知】 溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下した後には原子炉格納容器下部に崩壊熱に余裕を見た流量の注水を行うが、溶融炉心の落下はペデスタル温度、格納容器圧力等の監視により認知可能である。これらのパラメータは原子炉圧力容器破損判断のため継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りに引き続いて行う操作であり、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】 溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りに引き続いて行う操作であり、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列作業有無】 溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りに引き続いて行う操作であり、緊急時対策要員（現場）に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 緊急時対策要員（現場）の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器破損まで約5.4時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間の時間余裕がある。	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉圧力容器が破損するまでの時間は事象発生から約5.4時間あり、また、溶融炉心落下後に、原子炉格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心が溶融炉心の崩壊熱水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発し、溶融炉心が露出するまでには約1.4時間の時間余裕がある。	訓練実績等

溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、
原子炉格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合の
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. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、プラント損傷状態をTQUVとしており、溶融炉心から原子炉格納容器下部のプール水への熱流束は、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定したうえで、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。

ベースケースの条件設定に対し、崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束（以下「上面熱流束」という。）についてコンクリート侵食量に対する感度を確認した。崩壊熱についての感度を確認した理由は、プラント損傷状態をLOCAとする場合、TQUVの場合よりも早く原子炉圧力容器が破損に至ることを確認したためである。上面熱流束についての感度を確認した理由は、解析コード（MAAPコード）^[1]の「添付3 溶融炉心・コンクリート相互作用について」において、解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プール・クラスト間の熱伝達係数のうち、上面熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。

また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。このほかの評価条件は、ベースケースと同等である。

（1）原子炉格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合

- ・起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無にかかわらず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した。この場合、事象発生直後から原子炉冷却材が流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が早まり、

崩壊熱は大きくなる。

- (2) 原子炉格納容器下部の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合
- ・原子炉格納容器下部に落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、 800kW/m^2 一定とした。これは、Kutateladze 型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定した場合、上面熱流束が 800 kW/m^2 程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは上面熱流束を 800 kW/m^2 (圧力依存有り) としている。ベースケースにおける原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力は、約 0.2MPa [gage] 以上で制御されていることから、ベースケースにおける上面熱流束は、約 $1,300\text{kW/m}^2$ (格納容器圧力約 0.2MPa [gage]において) 以上となる。
- (3) 原子炉格納容器下部の評価において熔融炉心の拡がりを抑制する場合
- ・熔融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した熔融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
 - ・評価体系(円柱)の高さは 2.4m (初期水張り高さ)、底面積は約 11m^2 (原子炉格納容器下部床面積の約 $2/5$) とし、評価体系(円柱)の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。

3. 評価結果

- (1) 原子炉格納容器下部の評価において熔融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合

評価結果を図1に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で 0 cm 、壁面で約 4 cm に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリートの侵食量がわずかであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、原子炉格納容器内の気体組成の推移はベースケース(3.5.2(3) b. 参照)と同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、サプレッション・チェンバよりも大きな値となるドライウェルにおいて、ウェット条件で約 $0.1\text{vol}\%$ 以上、ドライ条件で約 $24.8\text{vol}\%$ 以上となり、ドライ条件において $13\text{vol}\%$ を上回る。一方、酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後(168時間後)においてもウェット条件で約 $2.4\text{vol}\%$ 、ドライ条件で約 $2.9\text{vol}\%$ であり、 $5\text{ vol}\%$ を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生する

おそれはない。

(2) 原子炉格納容器下部の評価において上面熱流束を保守的に考慮する場合

評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で0 cm、壁面で約13cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、熔融炉心・コンクリート相互作用によって約41kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約422kgの水素ガスが発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃料の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウェルよりも大きな値となるサプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約6.1vol%以上、ドライ条件で約30.9vol%以上となり、ドライ条件において13 vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスを、本評価の結果に加えたとしても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約41kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約35kg、一酸化炭素が約6 kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1 kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、水の放射線分解によって徐々に上昇するものの、事象発生から7日後(168時間後)でもサプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約1.5vol%、ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5 vol%を下回る。熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、上記の酸素濃度(ウェット条件で1.5vol%、ドライ条件で4.1vol%)以下になると考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(3) 原子炉格納容器下部の評価において熔融炉心の拡がりを抑制する場合

評価結果を図3に示す。評価の結果、コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。

溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食は生じないことから可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは発生せず，格納容器圧力や原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度への影響はない。なお，本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は，ドライウェルよりも大きな値となるサプレッション・チェンバにおいて，ウェット条件で約 10.2vol%以上，ドライ条件で約 24.4vol%以上となり，ドライ条件において 13 vol%を上回る。一方，酸素濃度は水の放射線分解によって徐々に上昇するものの，事象発生から 7 日後（168 時間後）においても酸素濃度はウェット条件で約 1.6vol%，ドライ条件で約 2.6vol%であり，5 vol%を下回ることから，原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

4. まとめ

溶融炉心の落下時刻の不確かさや解析モデルの不確かさの影響によって原子炉格納容器下部のコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果，評価項目となるコンクリート侵食量は，最もコンクリート侵食量が多い結果となった上面熱流束を保守的に考慮した場合であっても床面で 0 cm，壁面で約 13cm であり，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。

また，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく，可燃性ガスの燃焼の観点でも燃料のリスクを高めるものではないことを確認した。

5. 参考文献

- [1] 「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(MAAP)について」，東芝エネルギーシステムズ株式会社，TLR-094，日立GEニュークリア・エナジー株式会社，HLR-123，平成 30 年 5 月

以 上

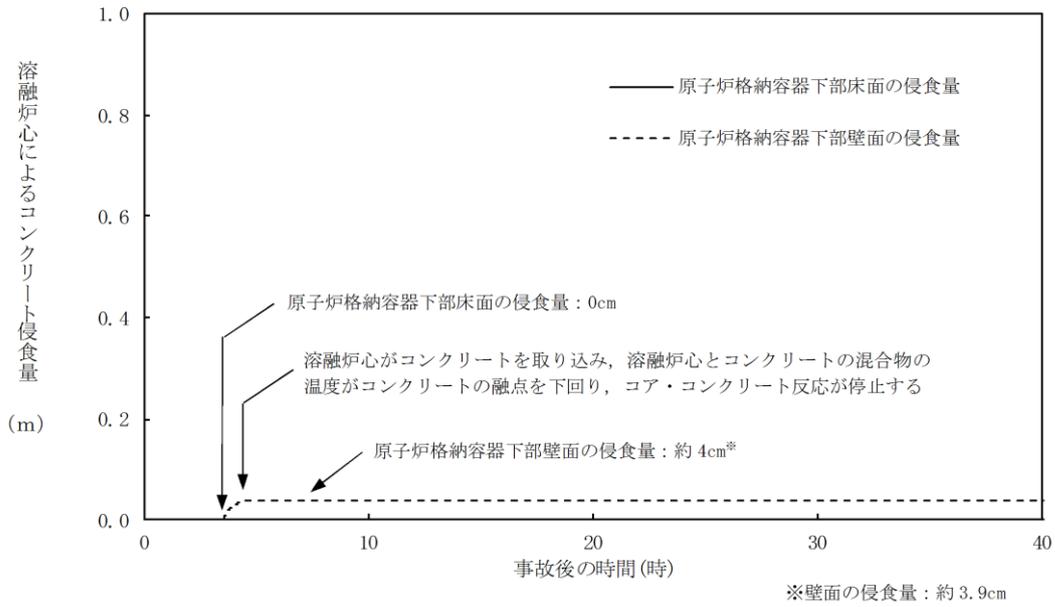


図1 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

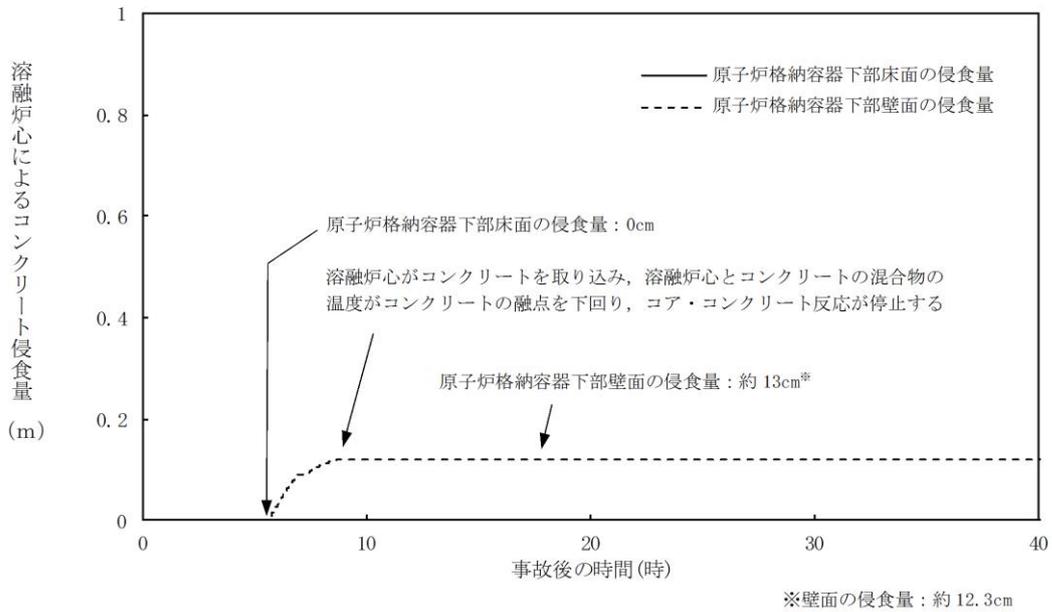


図2 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(上面熱流束を保守的に考慮する場合)

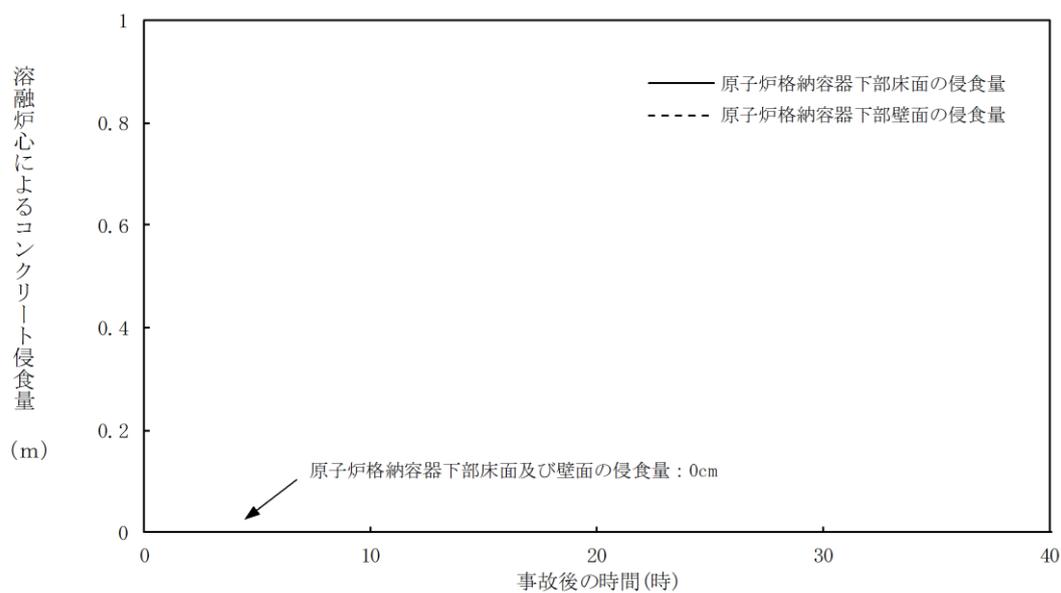


図3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

4. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

4.1 想定事故 1

4.1.1 想定事故 1 の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故 1 として「燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，燃料プール内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 1 では，燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため，燃料プール水温が徐々に上昇し，やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料プール水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本想定事故は，燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，想定事故 1 では，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することによって，燃料損傷の防止を図る。また，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プール水位を維持する。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 1 における機能喪失に対して，燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）^{※1}による燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 4.1.1-1 図に，手順の概要を第 4.1.1-2 図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 4.1.1-1 表に示す。

想定事故 1 において，重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され，合計 24 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，当直長 1 名，当直副長 1 名，運転操作対応を行う運転員 1 名である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名，緊急時対策要員（現場）は 16 名である。必要な要員と作業項目について第 4.1.1-3 図に示す。

※1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）以外に，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による対応が可能である。

a. 燃料プールの冷却機能喪失確認

燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより，燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合，燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。

燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（S A）等である。

b. 燃料プールの注水機能喪失確認

燃料プールの冷却機能喪失の確認後、燃料プール水の温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。

燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（S A）等である。

c. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位を維持する。その後、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（S A）等である。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故1における原子炉建物原子炉棟4階での緊急時対策要員による作業時間並びに現場作業員の退避は2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

原子炉建物原子炉棟4階での作業は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する場合の可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建物原子炉棟4階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる燃料プール水位は通常水位から約2.6m下の位置である。

（添付資料4.1.1, 4.1.2）

4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故1で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故1では、燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い燃料プ

ール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下するが、燃料プールへの注水により、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料棒有効長頂部は冠水が維持される。

未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(添付資料 4.1.1, 4.1.2)

(2) 有効性評価の条件

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.1.2-1表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の燃料プールを前提とする。原子炉運転中の燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。

(添付資料 4.1.1)

a. 初期条件

(a) 燃料プールの初期水位及び初期水温

燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。

(b) 崩壊熱

燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約7.8MWを用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約13m³/hである。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

燃料プールへの注水は、大量送水車 1 台を使用するものとし、崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る $48\text{m}^3/\text{h}^{*3}$ にて注水する。

※3 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の注水容量はともに $48\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水準備は、緊急時対策要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 3 時間 10 分後までに完了するが、燃料プールへの注水は燃料プールの水温が 100°C に到達することにより燃料プール水位が低下し始める事象発生約 7.9 時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 1 における燃料プール水位の推移を第 4.1.2-1 図に、燃料プール水位と線量率の関係を第 4.1.2-2 図に示す。

a. 事象進展

燃料プールの冷却機能が喪失した後、燃料プール水温は約 $4.4^\circ\text{C}/\text{h}$ で上昇し、事象発生から約 7.9 時間後に 100°C に到達する。その後、蒸発により燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から 3 時間 10 分後までに燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水準備が完了し、事象発生から約 7.9 時間経過した時点で燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を開始することから、燃料プール水位は低下しない。

その後は、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により、蒸発量に応じた量を燃料プールに注水することで、燃料プール水位を維持する。

b. 評価項目等

燃料プール水位は、第 4.1.2-1 図に示すとおり、水位低下することなく通常水位のままであるため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される。燃料プール水は事象発生約 7.9 時間で沸騰し、その後 100°C 付近で維持される。

また、第 4.1.2-2 図に示すとおり、燃料プール水位は通常水位のままであるため、燃料プール周りの線量率は、約 $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv}/\text{h}$ 以下であり、必要な遮蔽の目安とした $10 \text{mSv}/\text{h}$ と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建物原子炉棟 4 階の燃料取替機台車床としている。

燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。

事象発生3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水準備が完了するため、燃料プールの水位が低下し始める事象発生約7.9時間後から蒸発量に応じた燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料4.1.3, 4.1.4)

4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故1では、燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作とする。

(1) 評価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4.1.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間へ与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水温の上昇及び燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位が最大で約1.1m低下するものの、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/hの場合）であり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能となることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

また、自然蒸発、燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による燃料プール水位低下開始時間より早く燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べてわずかであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.4日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.6日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料プールが通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.27m下^{※4}）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.5日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.8日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与

える影響は小さい。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約1.1mの水位の低下が発生するが、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.1日（10mSv/hの場合）、燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.3日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

※4 燃料プール水位低の警報設定値：通常水位－272mm

（添付資料4.1.5）

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

操作条件の燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から約7.9時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は他の操作との重複はなく、燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、その準備操作にかかる時間は3時間を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から約7.9時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、燃料プール水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（添付資料4.1.5）

(2) 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。

操作条件の燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するま

での時間が事象発生から約1.7日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間が事象発生から約3.9日であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約7.9時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

（添付資料4.1.5）

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、重大事故等対策時における必要な要員は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり24名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の43名で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いいため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、約2,100m³の水が必要となる。水源として、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³の水を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。

（添付資料4.1.6）

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、保守的に事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、運転継続に約700m³の軽油が必要となる。燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12m³の軽油が必要となる。合計約712m³の軽油が必要と

なる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料4.1.7)

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

4.1.5 結論

想定事故1では、燃料プールの冷却系が機能喪失し、燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水手段を整備している。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水により、燃料プール水位を維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

また、燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未達となるため、未臨界は維持される。

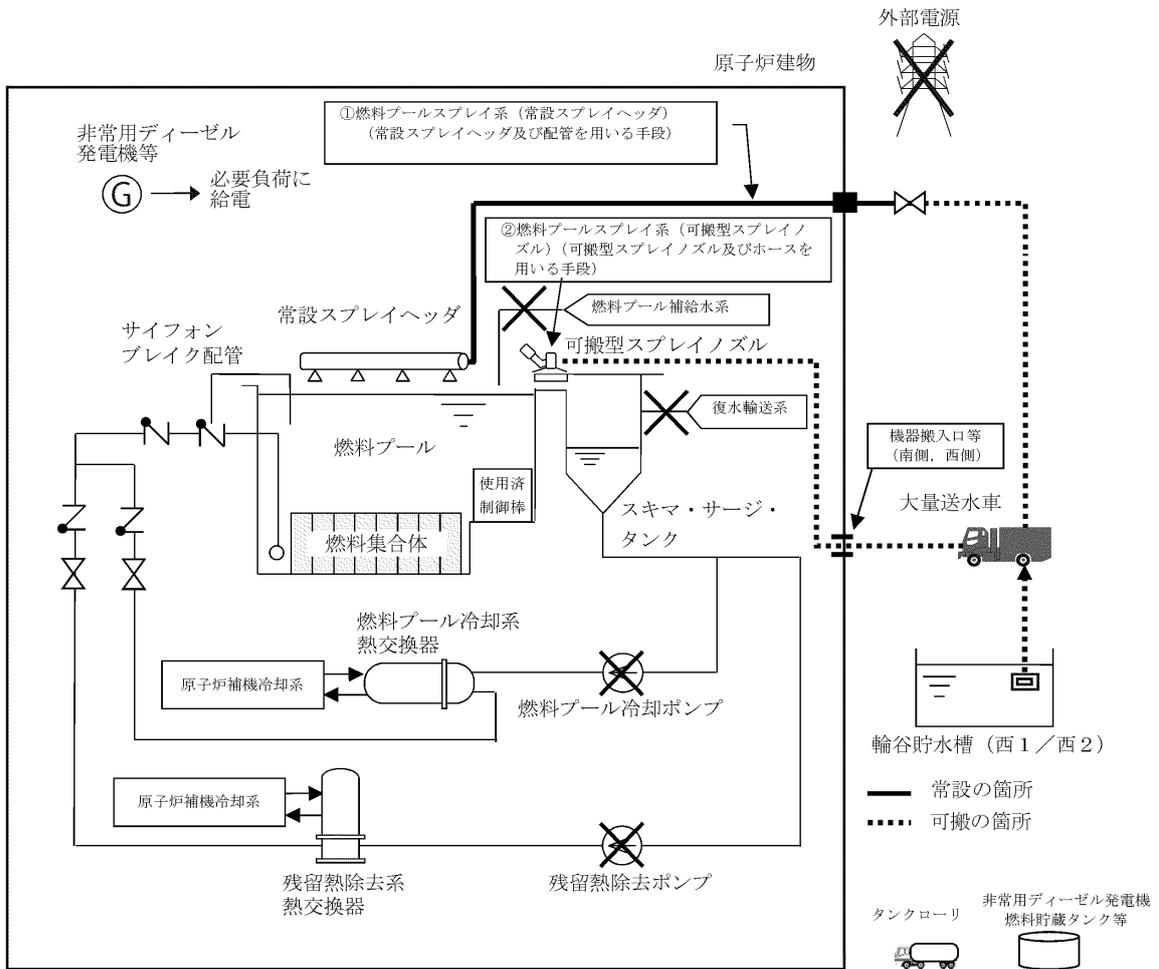
その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

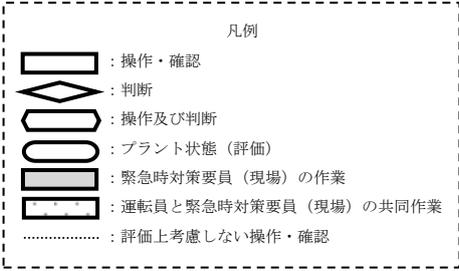
重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1に対して有効である。

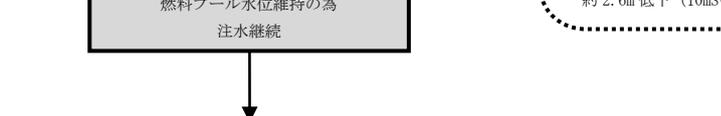


第 4.1.1-1 図 「想定事故 1」の重大事故等対策の概略系統図
(燃料プールへの注水)

プラント前提条件
 ・プラント停止後 10 日目
 ・全燃料取出し及びプールゲート「閉」

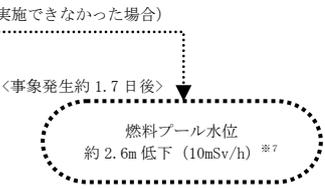


【 】 : 時刻 (評価条件)
 < > : 時刻 (評価結果)



燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は、注水系統によりスキマサージタンクへの補給を確保し、残留熱除去系等による冷却を実施する。

- ※1 : 中央制御室にて各機器の停止を、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※2 : 残留熱除去系及び燃料プール冷却系の再起動が困難な場合、燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。燃料プールの冷却機能は、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※3 : 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての作業員が退避するまでの時間は、1時間30分程度である。
- ※4 : 残留熱除去系、燃料プール補給水系及び復水輸送系の再起動が困難な場合、燃料プールの注水機能が喪失であることを確認する。燃料プールの注水機能は、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※5 : 燃料プールへの注水は燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) により実施する。常設スプレイヘッドによる注水ができない場合、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による注水を実施する。評価上、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水を実施する。
- ※6 : 燃料プール水位・温度 (SA) にて確認する。
- ※7 : 燃料プール水位 (SA) にて確認する。



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】
 I : 消火系 (消火栓を使用した場合、復水輸送系ラインを使用した場合) による燃料プールへの注水も実施可能である。

第 4.1.1-2 図 「想定事故 1」 の対応手順の概要

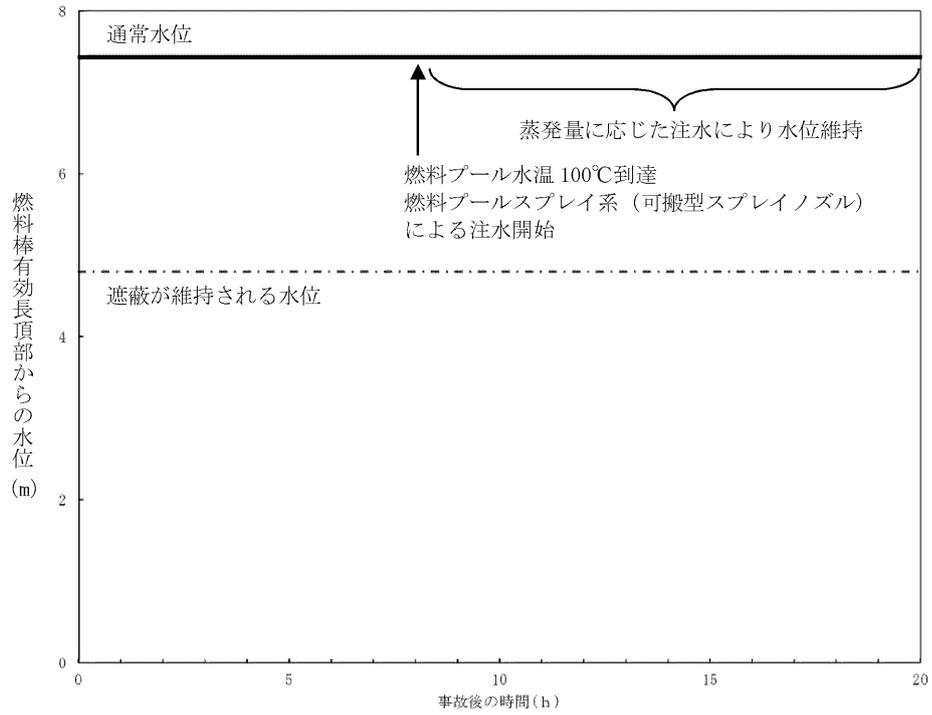
想定事故 1

操作項目	実施箇所・必要人員数				操作内容	経過時間(分)						経過時間(時間)											経過時間(日)			備考	
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	5	6	7		
状況判断	1人 A	—	—	—	・ 外部電源喪失確認 ・ 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 ・ 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認 ・ 燃料プール冷却機能喪失確認 ・ 燃料プール注水機能喪失確認 ・ 燃料プール水位・温度監視	10分																					
燃料プール冷却機能回復操作	—	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール冷却系 機能回復																						評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プール注水機能回復操作	—	—	—	—	・ 残留熱除去系, 燃料プール補給水系, 復水輸送系 機能回復																						評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プール注水	—	—	—	14人 a~n	・ 放射線防護具準備 ・ 大量送水車による燃料プールへの注水準備(大量送水車配置, ホース展張, 接続) ・ 原子炉建物内ホース敷設, 可搬型スプレイノズル準備	10分																					
	—	—	—	(2人) a, b	・ 大量送水車による燃料プールへの注水																						適宜実施
燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プール注水	—	—	—	—	・ 大量送水車による燃料プールへの注水																						評価上考慮せず 注水不可の場合は可搬型スプレイノズルにより対応する
燃料補給準備	—	—	—	2人 o~p	・ 放射線防護具準備	10分																					
	—	—	—		・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給																						
燃料補給作業	—	—	—	—	・ 大量送水車への補給																						適宜実施
必要人員数 合計	1人 A	—	—	16人 a~p																							

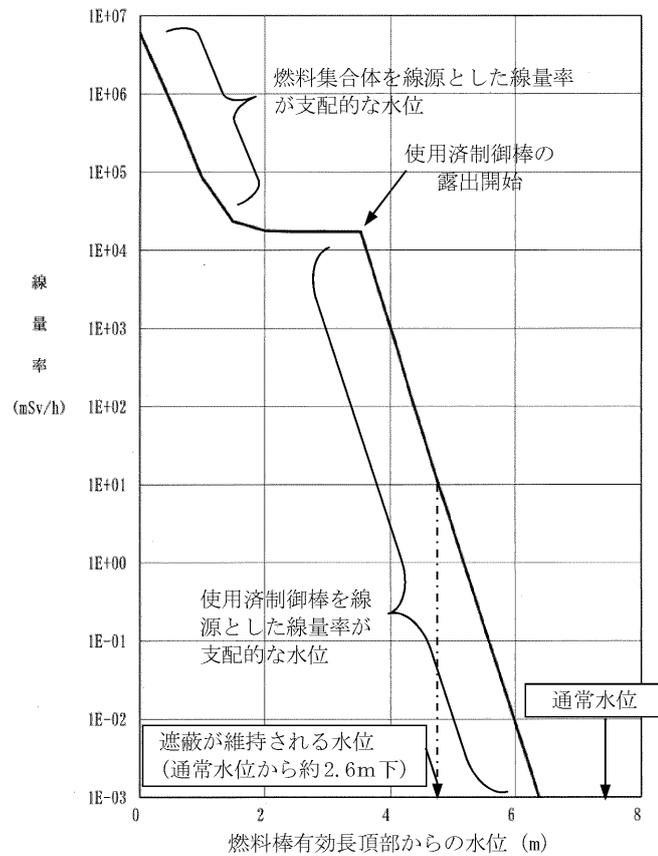
() 内の数字は他の作業終了後, 移動して対応する人員数。

原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合, 事象によっては, 原子炉における重大事故の対応と燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし, 燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く(運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上), 原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため, 緊急時対策要員により対応可能である。

第 4.1.1-3 図 「想定事故 1」の作業と所要時間



第 4. 1. 2-1 図 燃料プール水位の推移 (想定事故 1)



第 4. 1. 2-2 図 燃料プール水位と線量率 (想定事故 1)

第 4.1.1-1 表 「想定事故 1」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
燃料プールの冷却機能喪失確認	燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、燃料プールの冷却系機能喪失であることを確認する。	<p>【非常用ディーゼル発電機等】 ※</p> <p>【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】 ※</p>	-	<p>【残留熱除去ポンプ出口圧力】 ※</p> <p>【残留熱除去ポンプ出口流量】 ※</p> <p>燃料プール水位・温度 (SA)</p> <p>燃料プール水位 (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</p>
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの冷却系機能喪失の確認後、燃料プール水の温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	-	-	<p>【残留熱除去ポンプ出口圧力】 ※</p> <p>【残留熱除去ポンプ出口流量】 ※</p> <p>燃料プール水位・温度 (SA)</p> <p>燃料プール水位 (SA)</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</p>
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの注水機能喪失の確認後、燃料プール水の温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	<p>常設スプレイヘッド</p> <p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等[※]</p>	<p>大量送水車</p> <p>タンクローリー</p>	<p>燃料プール水位・温度 (SA)</p> <p>燃料プール水位 (SA)</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</p>
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの注水機能喪失の確認後、燃料プール水の温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。	<p>非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等[※]</p>	<p>可搬型スプレイノズル</p> <p>大量送水車</p> <p>タンクローリー</p>	<p>燃料プール水位・温度 (SA)</p> <p>燃料プール水位 (SA)</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)</p> <p>燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)</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
 【 】：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 4.1.2-1 表 主要評価条件 (想定事故 1)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プール保有水量	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	燃料プール水位	通常水位を設定
	燃料プール水温	運転上許容される上限値として設定
	燃料の崩壊熱	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日 ^{*1}) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORI GEN 2 を用いて算出 また、原子炉停止 10 日後においては、MOX 燃料の方が 9 × 9 燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料プール水位低下の観点で厳しいため、燃料プールにおける使用済燃料の崩壊熱は MOX 燃料を考慮
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び注水機能として、燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大機器関連する条件	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル)	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水準備は、緊急時対策要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 3 時間 10 分後までに完了するが、燃料プールへの注水は燃料プールの水温が 100℃ に到達することにより燃料プール水位が低下し始める事象発生約 7.9 時間後を設定

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

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

燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

1. 燃料プールの概要

図1に燃料プール等の平面図を示す。

定期事業者検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、燃料プールは原子炉ウェル、蒸気乾燥器・気水分離器ピット（以下「DSP」という。）、キャスク仮置ピットと繋がっているが、有効性評価においては、プールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウェル、DSP及びキャスク仮置ピットの保有水量は考慮しない。

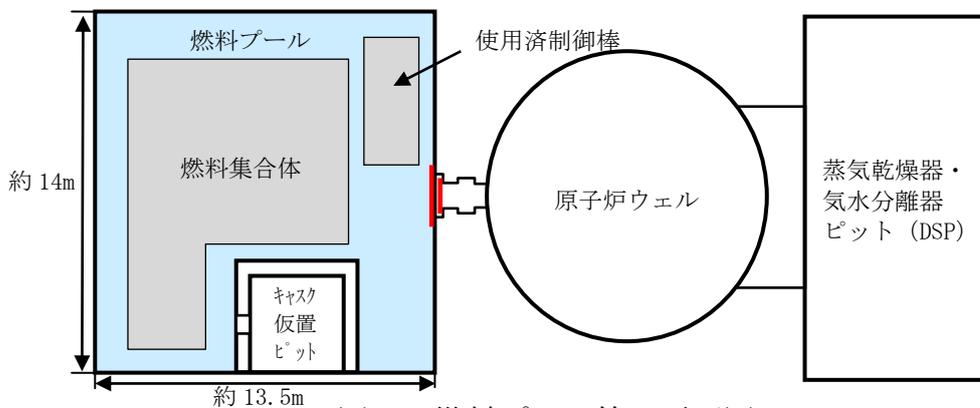


図1 燃料プール等の平面図

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について

図2に放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について示す。

放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位は、その状況（必要となる現場及び操作する時間）によって異なる。重大事故等であることを考慮し、例えば10mSv/hの場合は、通常水位から約2.6m^{*}下の位置より高い遮蔽水位が必要である。

※ 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プール水位の算出方法については添付資料4.1.2に示す。

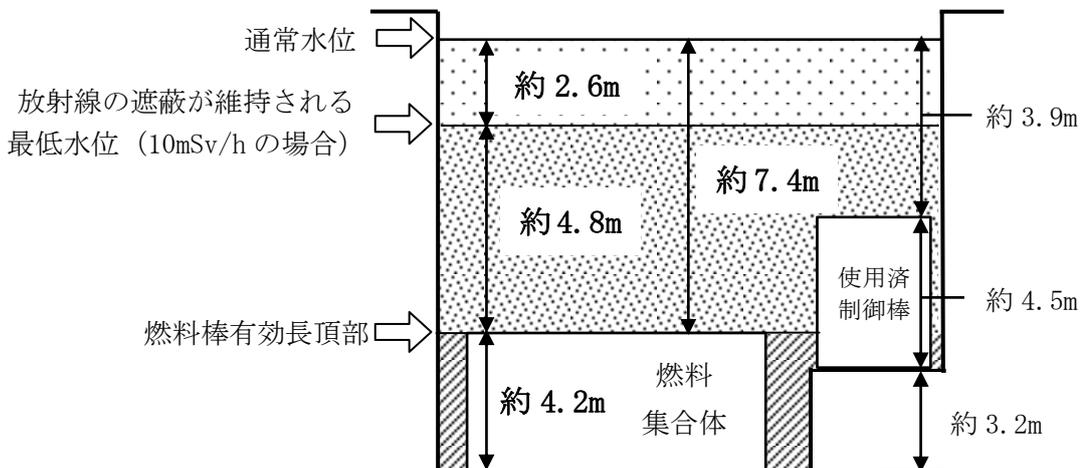


図2 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位

3. 燃料プールの構造高さ、断面積及び保有水の容積について

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

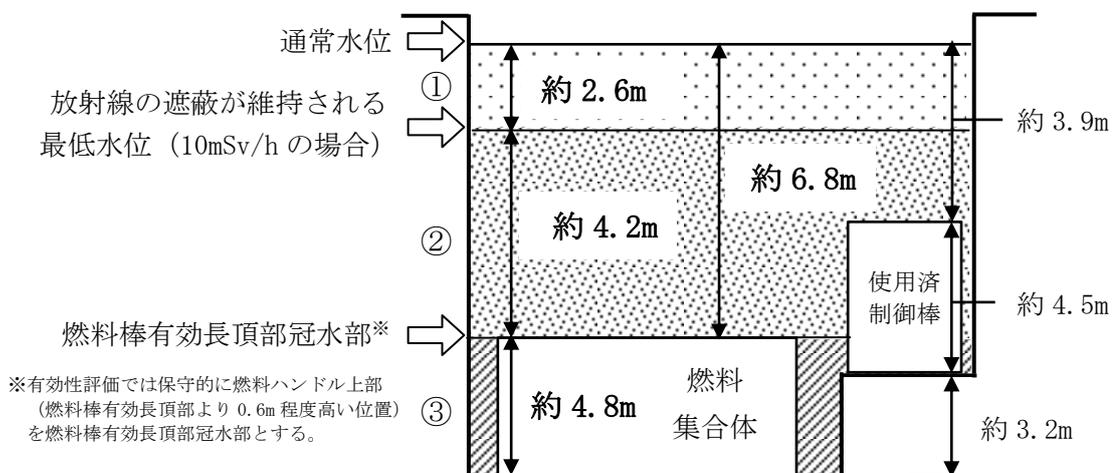


図3 島根2号炉の燃料プールの構造高さ

表1 燃料プールの断面積及び保有水の容積

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

図3に示す各領域①～③の保有水の容積は、燃料プール容積から燃料プール内の機器の容積を差し引くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域では求めた各領域の容積から高さで除して求めた。なお、燃料プールの断面積については各領域での平均的な値を示しているが、燃料プール内に設置されている機器は領域②又は領域③のプール下部であるため、保有水量に対する水位の低下という観点で保守的な評価となっている。

4. 想定事故1における時間余裕

燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失時における崩壊熱による燃料プール水位の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について、以下の式を用いて評価を行った。事象を保守的に評価するため、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限値である65℃とする。また、発生する崩壊熱はすべて燃料プールの水温上昇及び蒸発に寄与するものとし、燃料プールの水面、壁面等からの放熱は考慮しない。

○評価方法及び評価条件

①冷却機能喪失から沸騰（燃料プール水100℃到達）までの時間

沸騰までの時間(h)=

$$\frac{(100[^\circ\text{C}]-65[^\circ\text{C}]) \times \text{燃料プール保有水の比熱}[\text{kJ/kg/}^\circ\text{C}]^{*1} \times \text{燃料プール水量}[\text{m}^3] \times \text{燃料プール水密度}[\text{kg/m}^3]^{*2}}{\text{燃料崩壊熱}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

②沸騰による蒸発量と沸騰開始から燃料棒有効長頂部冠水部まで水位が低下するまでの時間

$$1 \text{ 時間当たりの沸騰による蒸発量}[\text{m}^3/\text{h}] = \frac{\text{燃料崩壊熱}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}{\text{燃料プール水密度}[\text{kg/m}^3]^{*2} \times \text{蒸発潜熱}[\text{kJ/kg}]^{*3}}$$

水位低下時間[h]=

$$\frac{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの燃料プール水量}[\text{m}^3] \times \text{燃料プール水密度}[\text{kg/m}^3]^{*2} \times \text{蒸発潜熱}[\text{kJ/kg}]^{*3}}{\text{燃料崩壊熱}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

③沸騰による燃料プール水位の低下平均速度

$$\text{水位低下速度}[\text{m/h}] = \frac{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの高低差}[\text{m}]}{\text{通常水位から燃料棒有効長頂部冠水部までの水位低下にかかる時間}[\text{h}]}$$

燃料プールの下部は機器等が設置されており、保有水が少ないため、燃料プールの下部では水位低下速度は早く、燃料プール上部では水位低下速度は遅い。燃料棒有効長頂部に水位が到達するまでの時間評価では、保守的に一律の水位低下速度を想定する。

表2 評価に使用する値

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

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

※1：65°Cから100°Cまでの飽和水の比熱のうち、最小となる65°Cの値を採用。

(1999年蒸気表より)

※2：65°Cから100°Cまでの飽和水の密度のうち、最小となる100°Cの値を採用。

(1999年蒸気表より)

※3：100°Cの飽和水のエンタルピと100°Cの飽和蒸気のエンタルピの差より算出。

(1999年蒸気表より)

※4：保有水量の算出では燃料棒有効長頂部冠水部として燃料ハンドル上部（燃料棒有効長頂部より0.6m程度高い位置）を設定

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

<保守的な仮定>

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

<非保守的な仮定>

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

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

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

表3 評価結果

項目	算定結果
燃料プール水温が 100℃に到達するまでの時間 (h)	約 7.9
燃料の崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量 (m ³ /h)	約 13
燃料プール水位が通常水位から約 2.6m 低下するまでの時間 (day)	約 1.7
燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間 (day)	約 3.9
燃料プール水位の低下速度 (m/h)	約 0.08

燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により燃料プール水温が上昇し、事象発生から約 7.9 時間後に沸騰が開始され、蒸発により燃料プールの水位低下が始まる。この時の蒸発量は、約 13m³/h である。

よって、燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約 2.6m(10mSv/h の場合)下の位置まで低下するまでの時間は、事象発生から約 1.7 日後であり、重大事故等対策として期待する燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水操作の時間余裕は十分にある。

<参考>

有効性評価では崩壊熱が厳しい定期事業者検査中に全炉心燃料が燃料プールに取り出される想定であり、通常運転中の想定は以下のとおりとなる。

燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により燃料プール水温が上昇し、事象発生から約 1.1 日後に沸騰が開始され、その後燃料プール水位が放射線の遮蔽に必要な通常水位から約 2.6m(10mSv/h の場合)下の位置まで低下するまでの時間は、事象発生から約 6.1 日後となる。このように原子炉運転中の燃料プールは、原子炉停止中の燃料プールに比べてさらに長い時間余裕がある。

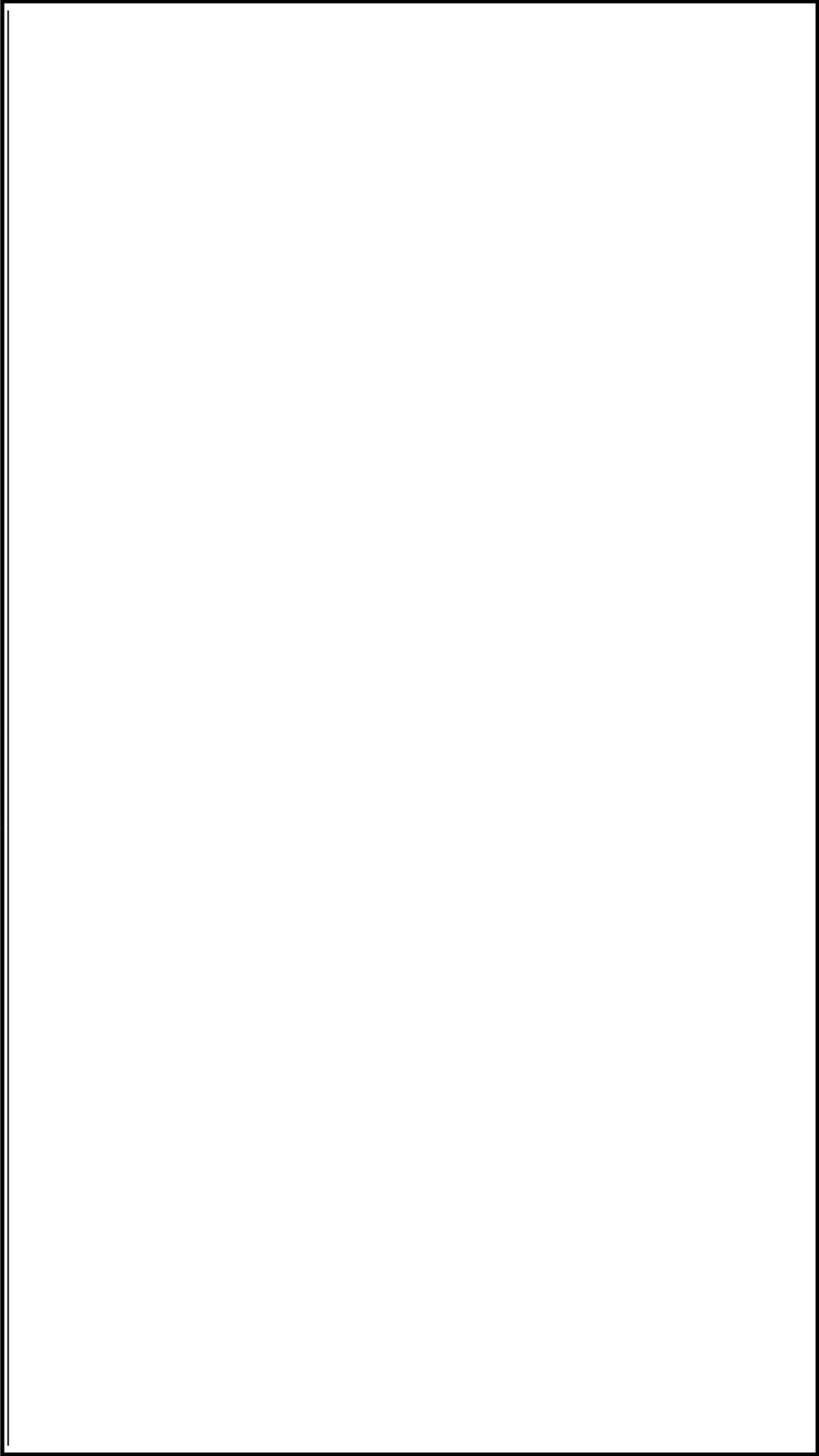
表4 通常運転中の想定**

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

※燃料プールの初期水温は保守的に有効性評価での想定と同様の 65℃とした。

5. 燃料取り出しスキーム

表5 燃料取り出しスキーム



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

「水遮蔽厚に対する貯蔵中の燃料等からの線量率」の評価について

1. 燃料集合体の評価条件

燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに燃料がすべて満たされた状態を仮定し、その時の燃料集合体を線源とする。

評価条件を以下に示す。

- 線源形状：燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックに燃料がすべて満たされた状態
- 線源材質：燃料集合体及び水を考慮（密度： g/cm³）
- ガンマ線エネルギー：評価に使用するガンマ線は、エネルギー4群とする。
- 線源強度：文献^{※1}に記載のエネルギーあたりの線源強度を基に、9×9燃料（A型）の体積あたりの線源強度を式①で算出した。

$$\text{線源強度 (cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}\text{)} = \frac{\text{文献に記載の線源強度 (MeV} \cdot \text{W}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}\text{)} \times \text{燃料集合体あたりの熱出力 (W/体)} \dots \text{①}}{\text{各群のエネルギー (MeV)} \times \text{燃料集合体体積 (cm}^3\text{/体)}$$

このときの線源条件は以下とする。なお、本評価で使用している線源強度（文献値）に対する燃料照射期間は10⁶時間（約114年）であり、島根2号炉の燃料照射期間を十分に包絡している。

- ・燃料照射期間：10⁶時間（無限照射）
- ・停止後の期間^{※2}：10日（実績を考慮した値を設定）
- ・燃料集合体あたりの熱出力：4.35MW/体（9×9燃料（A型））
- ・燃料集合体体積：約7.1×10⁴ cm³（9×9燃料（A型））

※1 Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

※2 原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な評価条件となっている。

○評価モデル：直方体線源

線量率評価は、QAD-CGGP2Rコードを用いており、その評価モデルを図1に示す。また、評価により求めた線源強度を表1に示す。

なお、評価モデルにおいては、燃料棒有効長以外の構造体は評価対象に含めていないが、実際の燃料集合体では、燃料棒有効長以外の構造体（上部タイプ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

レート等)においても、放射化等により線源を有している。しかしながら、燃料棒有効長以外の構造体の線源強度は、燃料棒有効長に比べて十分小さいと考えられる。本線量評価は、燃料プールにおいて放射線の遮蔽が維持される水位を評価するものであり、放射線の遮蔽が維持される水位(通常水位から約2.6m下)においては、燃料集合体由来の線量率は小さく(図7参照)、線量率全体の0.1%未満の寄与であるため、評価結果に対する燃料棒有効長以外の構造体からの影響は十分に無視できる。

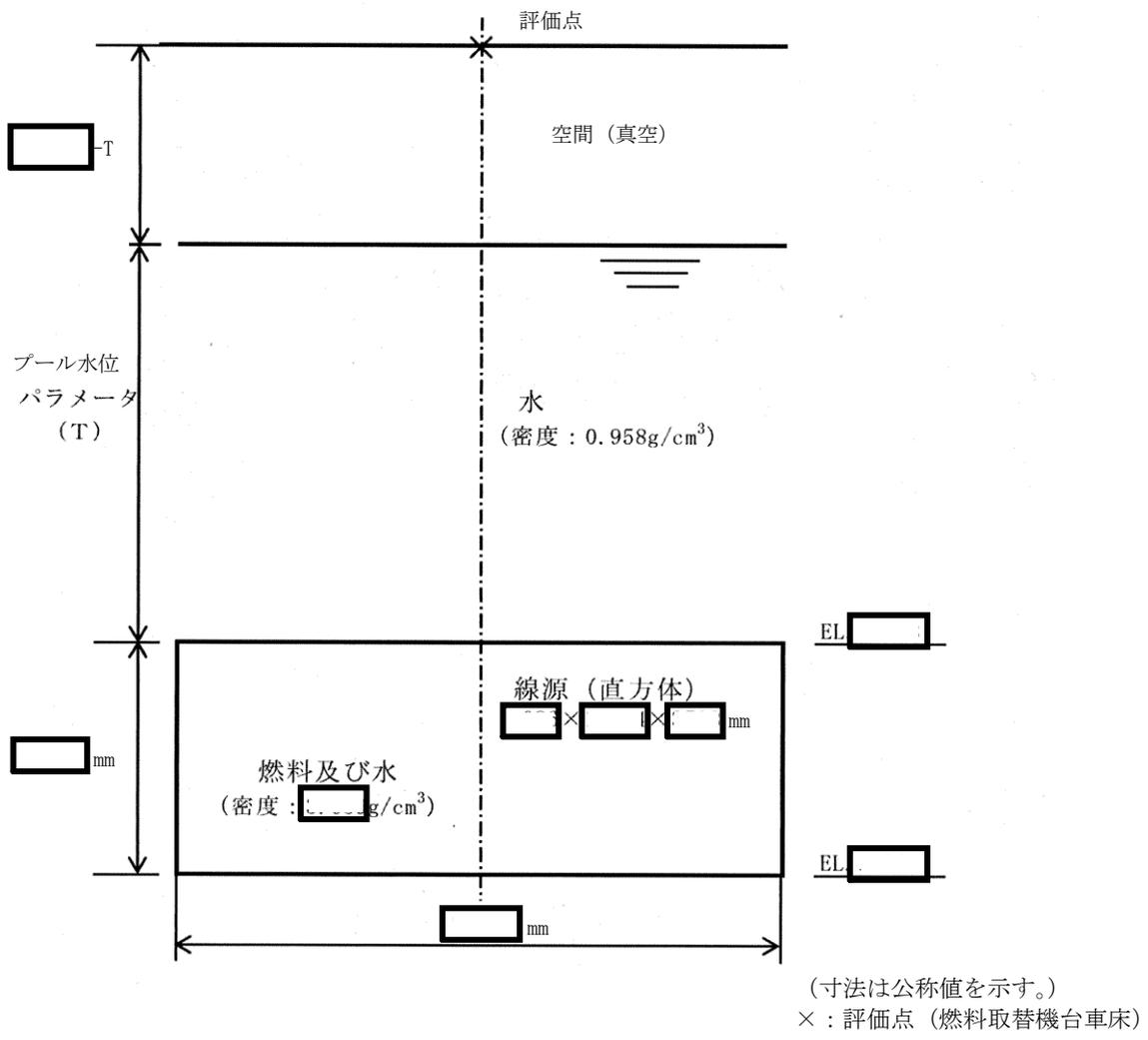


図1 燃料集合体の線量率評価モデル

表1 燃料集合体の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	線源強度 (cm ⁻³ ・s ⁻¹)
1	1.0	4.3 × 10 ¹¹
2	2.0	7.3 × 10 ¹⁰
3	3.0	1.2 × 10 ⁹
4	4.0	2.6 × 10 ⁷

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 使用済制御棒の評価条件

燃料プール内の使用済制御棒を線源とする評価条件を以下に示す。

○線源形状 : 燃料プール内の制御棒貯蔵ハンガのすべてに使用済制御棒が満たされた状態

○線源材料 : 水 (密度 : $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※)

※ 65°C から 100°C までの飽和水の密度のうち, 最小となる 100°C の値を採用

○ガンマ線エネルギー : 評価に使用するガンマ線はエネルギー 18 群 (ORIGEN 群構造) とする。

○線源強度 : 使用済制御棒を高さ方向に 3 領域に分割し, 使用済制御棒上部は上部ローラを, 使用済制御棒中間部は中性子吸収材を, 使用済制御棒下部は下部ローラを代表としてモデル化している。使用済制御棒中間部は制御棒を挿入時のみ, 使用済制御棒上部は挿入時と引き抜き時の間, 中性子が照射されるものとする。

照射期間については, 制御棒挿入時に照射される制御棒はすべて H f 型制御棒とし, 制御棒照射量制限値 (H f 型 :) を炉中央の平均熱中性子フラックスで除した値とした。制御棒引き抜き時に照射される制御棒はすべて B_4C 型制御棒とし, 制御棒照射量制限値 (B_4C 型 :) を炉底部熱中性子フラックスで除した値とした。また, 使用済制御棒下部は使用済制御棒上部と同じ線源強度とする。

また, 燃料プールには, タイプ別でかつ, 冷却期間の異なる使用済制御棒が混在して貯蔵されていることを想定し, 貯蔵使用済制御棒全体の放射能を保存して平均した線源強度を式②により算出した。

$$\text{平均線源強度} = \frac{\sum \{ (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数}) \}}{\text{全貯蔵本数}} \quad \dots \text{②}$$

制御棒タイプは H f 型, B_4C 型の 2 タイプ, 冷却期間は 0 ~ 10 サイクルの 11 種類, 全貯蔵本数は 144 本とした。

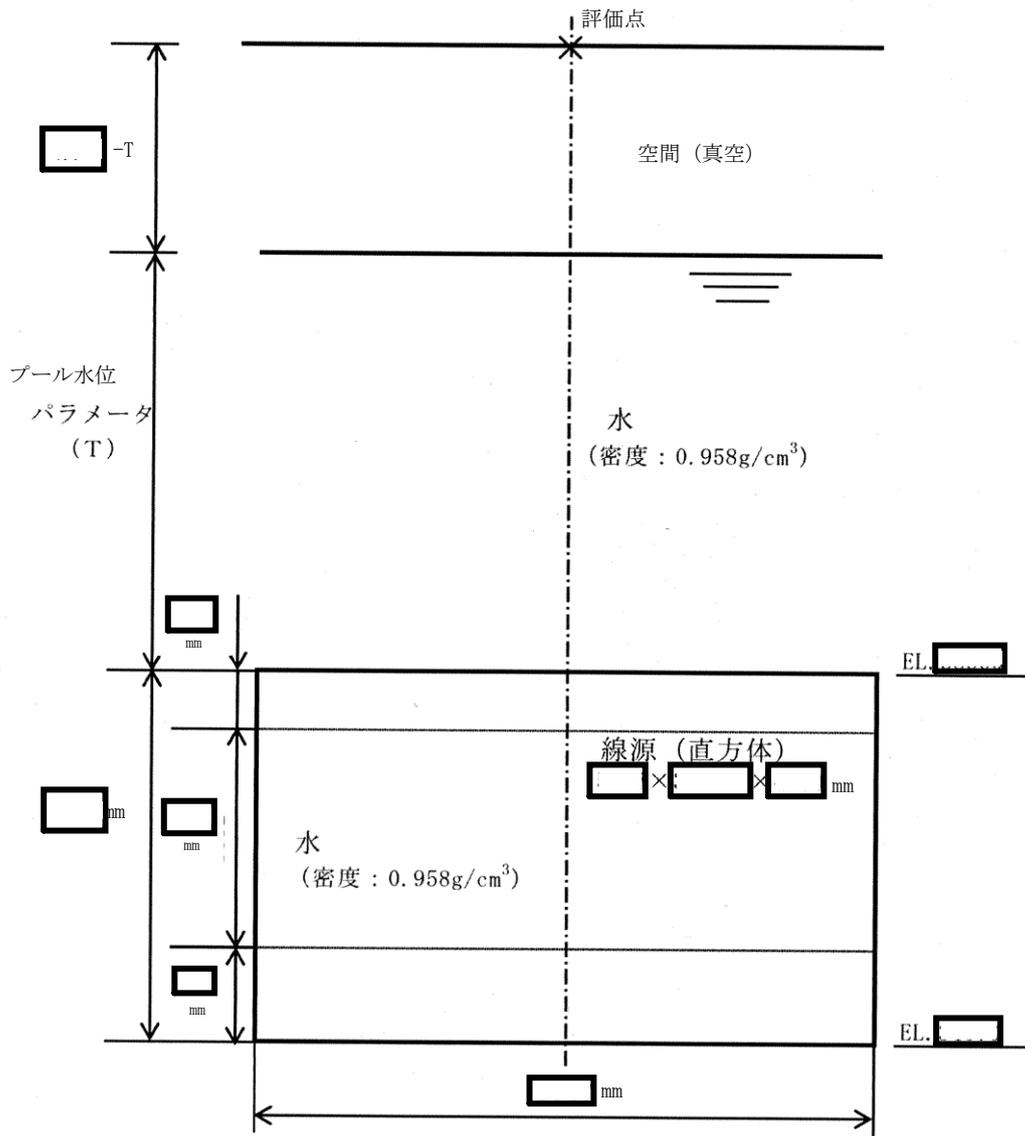
使用済制御棒の内訳は表 2 に示すとおり, 定期検査ごとに取り出された照射済制御棒の本数の実績を参考に, 貯蔵数が最大となるように毎サイクル H f 型と B_4C 型制御棒がそれぞれ取り出されることを想定した。

○評価モデル : 直方体線源

線量率評価は, QAD-CGGP 2 R コードを用いておりその評価モデルを図 2 に示す。また, 評価により求めた線源強度を表 3 に示す。

表2 制御棒のタイプ別，冷却期間別の貯蔵本数

タイプ	冷却期間 (サイクル)	冷却期間 (day)	本数 (本)
H f 型 制御棒	0	10	9
	1	506	4
	2	1002	4
	3	1498	4
	4	1994	4
	5	2490	4
	6	2986	4
	7	3482	4
	8	3978	4
	9	4474	4
	10	4970	5
B ₄ C型 制御棒	0	10	12
	1	506	8
	2	1002	8
	3	1498	8
	4	1994	8
	5	2490	8
	6	2986	8
	7	3482	8
	8	3978	8
	9	4474	8
	10	4970	10



(寸法は公称値を示す。)
 ×：評価点 (燃料取替機台車床)

図2 使用済制御棒の線量率評価モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表3 使用済制御棒の線源強度

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

○使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデルについて

使用済制御棒は次に示すようにステンレスの制御棒貯蔵ハンガにハンドル部を通して格納されている。評価ではこの構造材を含めた使用済制御棒設置箇所を直方体の線源としてモデル化している（図3）。本来線源が存在しない使用済制御棒間にも線源が存在する想定をすることで、線源の体積としては約1.9倍となることから、実際よりも保守的なモデルとしている（図4）。

遮蔽評価をする際、線源材料にも密度を設定することで自己遮蔽等の評価を行う。本評価ではこちらの設定を使用済制御棒が冠水時(①)、一部露出時(②)、露出時(③)のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として評価している。

実機体系では、露出時(③)において使用済制御棒間等は気中であるが、使用済制御棒はステンレスや炭化ホウ素（またはハフニウム）等で構成されるため、それらの自己遮蔽効果を期待できる。評価モデル上はこれらを一様に水として評価しているが、ステンレスや炭化ホウ素等の自己遮蔽効果が高いことに加え、線源以外にも制御棒貯蔵ハンガのような構造材があり、それらの遮蔽効果により保守性を確保している。

冠水時(①)、一部露出時(②)の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等の気中であった箇所に水が入る為、遮蔽効果はさらに高まるが、評価においては露出時(③)と同様、水と設定して評価をすることでさらに保守的なモデルとなっている。

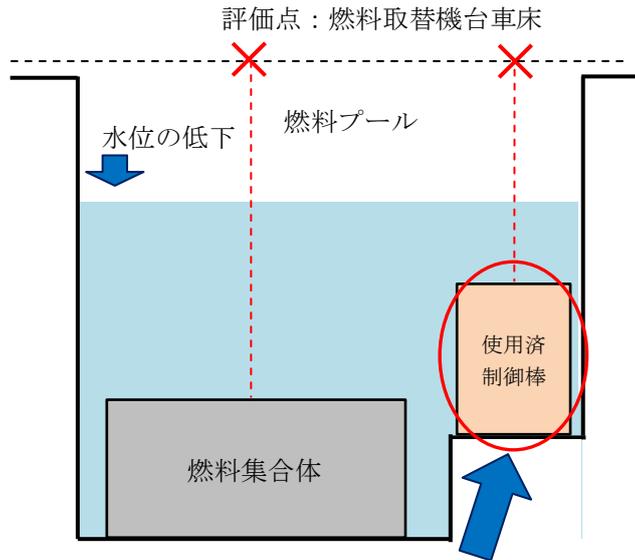
評価結果において、水位低下により使用済制御棒の露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示すとおり冠水時(①)と露出時(③)を等しく、線源を水として評価しているためである（図5）。

<参考>

一例としてCo-60を線源とした時のガンマ線の実効線量透過率の1/10価層は水であると約70cmであるのに対して、鉄（密度：7.86g/cm³）であると約9cmとなり、これらの遮蔽性能が水と比べて大きいことが分かる。

参考文献：アイソトープ手帳11版 公益社団法人日本アイソトープ協会

各線源の真上に燃料取替機台車床があると仮定した場合の距離を設定し，各評価点での線量率を合計



水位低下時での制御棒の線源モデル方法について以降に詳細を示す

図3 燃料プール概要図

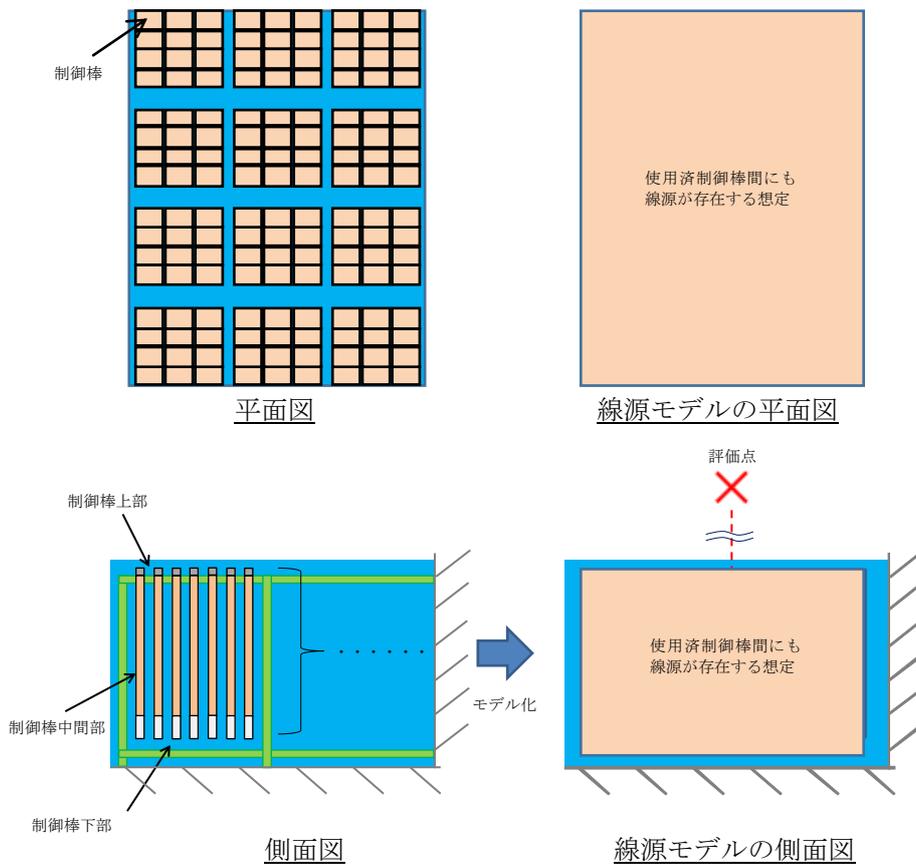
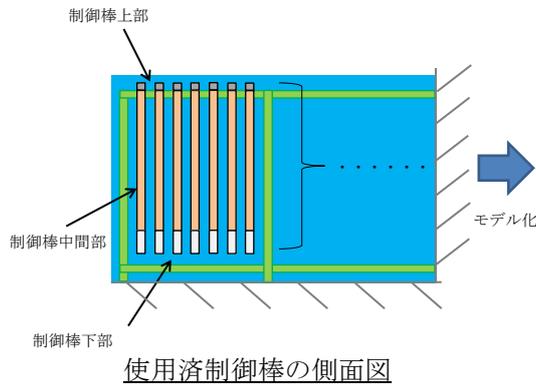
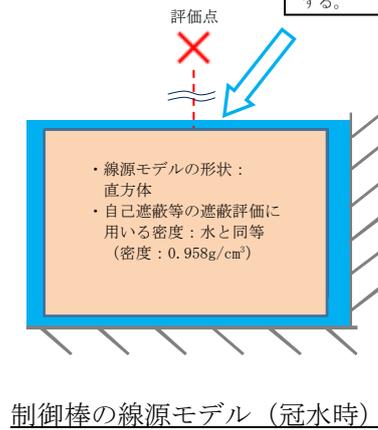


図4 使用済制御棒の線量率評価モデル

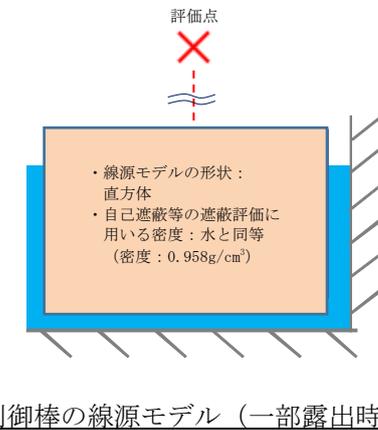
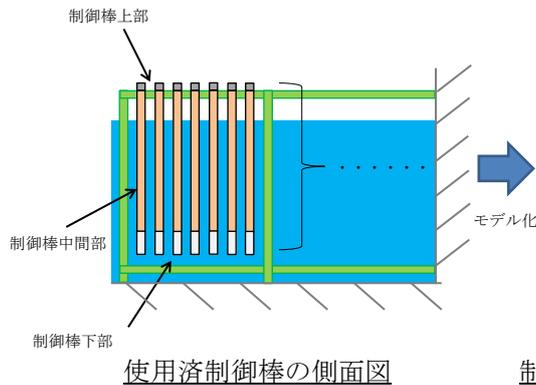
①冠水時



遮蔽の効果は水などの触媒の通過距離等を、散乱線は触媒の材質によるビルドアップ係数でその影響を考慮する。



②一部露出時



③露出時

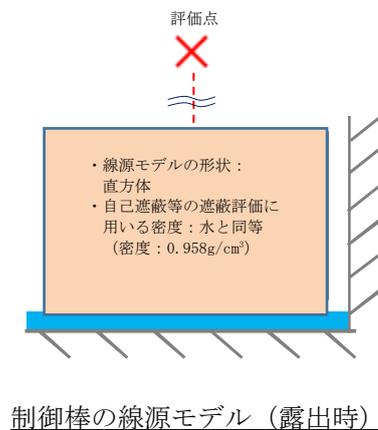
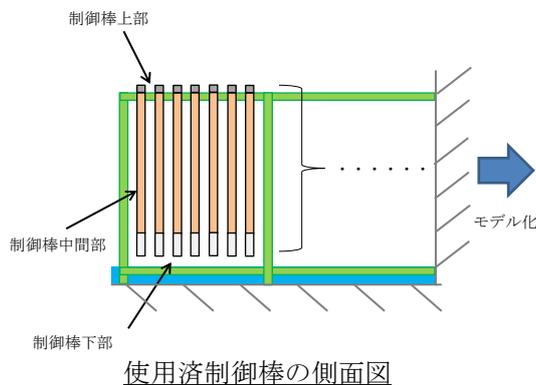


図5 使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率評価モデル

3. 線量率の評価

線量率は、QAD-CGGP2Rコードを用いて評価している。

一般的に点減衰核積分法では、線源領域を細分化し点線源で近似を行い、各点線源から評価点までの媒質の通過距離から非散乱ガンマ線束を求める。これにビルドアップ係数を掛け、線源領域全空間で積分した後、線量率換算係数を掛けることで評価点での線量率を求める。

QAD-CGGP2Rコードでは、式③を用い、線量率を評価している。図6にQAD-CGGP2Rコードの評価体系を示す。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{\left(-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k\right)} \cdot B_{ij} \dots \textcircled{3}$$

j : エネルギー群番号

i : 線源点番号

k : 領域番号 (遮蔽領域)

F_j : 線量率換算係数

S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー j 群の点線源強度

R_i : i 番目の線源点と計算点の距離

B_{ij} : ビルドアップ係数

μ_{jk} : 領域 k におけるエネルギー j 群の γ 線に対する線吸収係数

t_k : 領域 k を γ 線が透過する距離

これにより求められたエネルギー第 j 群の線量率 D_j から、すべての線源エネルギー群について加えることによって全線量率を評価している。

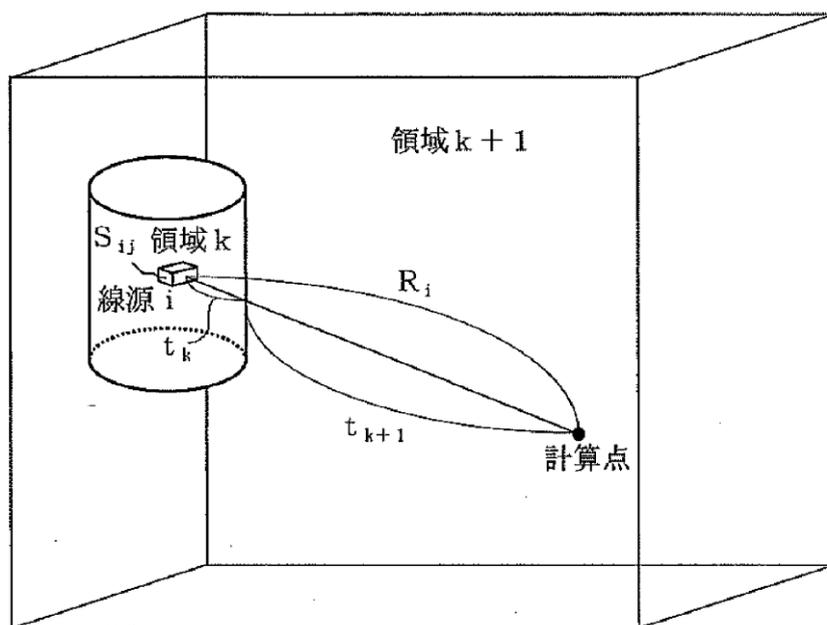


図6 QAD-CGGP2Rコードの評価体系

4. 線量率を求める際の評価点と放射線遮蔽が維持される水位について

(1) 線量率を求める際の評価点

線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、燃料プールの上部にあ
る燃料取替機台車床とした。なお、評価では図1及び図2の線量率評価モデル
に示すようにプール躯体による遮蔽は考慮せず、線源から評価点までの距離を
入力として評価している。

(2) 放射線の遮蔽が維持される水位

想定事故1, 2及び運転停止中の各有効性評価において、原子炉建物原子炉
棟4階での緊急時対策要員による作業時間並びに現場作業員の退避は2時間
以内であり、必要な放射線の遮蔽の目安を10mSv/hとすると作業員の被ばく量
は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対
して余裕のある値である。目安とした線量率は後述する定期検査作業時での原
子炉建物原子炉棟4階における現場線量率の実績値についても考慮した値で
ある。(詳細については「<補足>必要な遮蔽の目安とした10mSv/hの設定に
ついて」を参照)。

想定事故1, 2での必要な遮蔽水位は図7より約4.8mとなり、開始水位から
約2.6m低下した水位である。なお、通常時であっても作業によって現場線量
率が上昇することが考えられる。原子炉建物原子炉棟4階における作業の例と
して、蒸気乾燥器の取り外し作業の実績は、約1mSv/h(設置する遮蔽体の遮
蔽効果に期待した場合の値を示す、設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場
合は約2.6mSv/hとなる)であった。

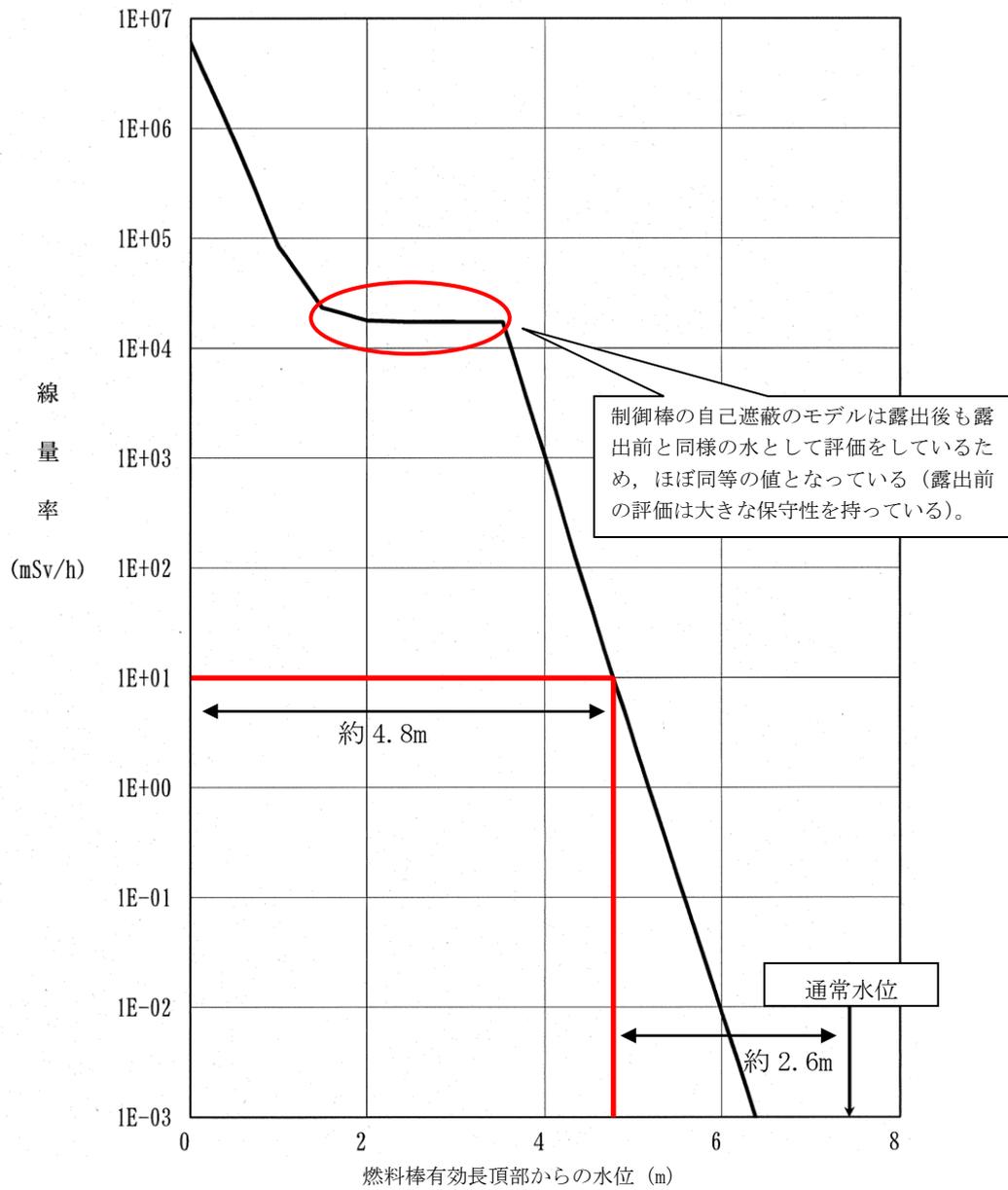


図7 放射線の遮蔽が維持される水位

<補足> 必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h の設定について

- ① 緊急作業時における被ばく限度 (100mSv) と現場での作業時間を踏まえた遮蔽水位の目安について

<原子炉建物原子炉棟 4 階での作業時間>

- ・ 想定事故 1, 2 において燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) を使用する場合の可搬型スプレイノズル及びホースの設置作業は, 現場へのアクセス及び現場操作を含めて 2 時間以内で実施可能である。また, 原子炉運転停止中における燃料損傷防止対策の有効性評価においては, 原子炉建物原子炉棟 4 階でのアクセス又は現場操作に期待していない。
- ・ 事象発生時に原子炉建物原子炉棟 4 階にいる現場作業員の退避については 2 時間以内で実施可能である。

以上より, 原子炉建物原子炉棟 4 階での緊急時対策要員による作業時間並びに現場作業員の退避は 2 時間以内であり, 必要な放射線の遮蔽の目安を 10mSv/h とすると作業員の被ばく量は最大でも 20mSv となるため, 緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕のある値である。

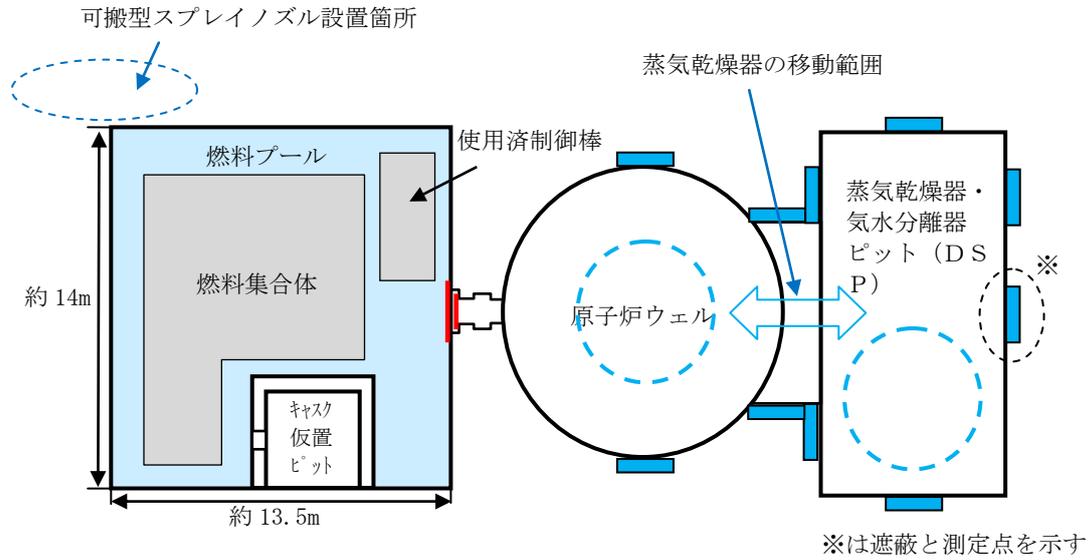
- ② 定期検査作業時での原子炉建物原子炉棟 4 階における現場線量率の実績値

通常時であっても作業によって現場線量率が上昇することが考えられる。原子炉建物原子炉棟 4 階における作業の例として, 蒸気乾燥器の取り外し作業の実績は約 2.6mSv/h (設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待しない場合の測定点) 及び約 1 mSv/h (設置する遮蔽体の遮蔽効果に期待する場合の測定点) であった。なお, 蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定点は図 8 に示す。

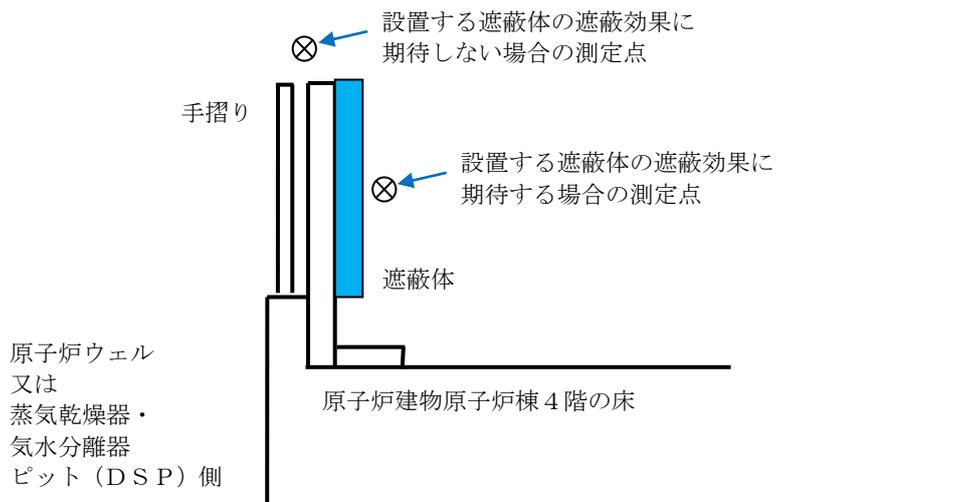
- ③ 蒸気乾燥器移動時に重大事故等が発生した場合の蒸気乾燥器からの影響について

蒸気乾燥器移動時の事故発生を想定した際, 原子炉ウェル又は D S P 廻りの空間線量率は, ②の遮蔽に期待できない測定点で示すように遮蔽の目安 (10 mSv/h) を超えることはないが, 仮に②の遮蔽に期待できない測定点での空間線量率が遮蔽の目安 (10mSv/h) を超える場合であっても, 有効性評価での重大事故等対策において, 移動中の蒸気乾燥器近傍での作業はなく, 重大事故等対策を実施する現場操作場所での空間線量率が必要な遮蔽の目安 (10mSv/h) を超えることはない。

なお, 作業員の退避についても同様である。



(a) 蒸気乾燥器の移動範囲



(b) 遮蔽と測定点の位置 ((a) の図の中で※で示す箇所の断面)

図8 蒸気乾燥器の移動範囲及び作業場所による線量率の測定点

安定状態について（想定事故 1）

想定事故 1（燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失）の安定状態については以下のとおり。

燃料プール安定状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた燃料プールへの注水により，燃料プール水位を回復・維持することで，燃料の冠水，放射線遮蔽及び未臨界が維持され，燃料プールの保有水の水温が安定し，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】燃料プールの安定状態の確立について

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた燃料プールへの注水を実施することで，燃料プール水位が維持され，燃料プールの安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員が確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。
また，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を継続し，残留熱除去系又は燃料プール冷却系を復旧し，復旧後は復水輸送系等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することによって，安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

（添付資料 2. 1. 1 別紙 1 参照）

燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根原子力発電所 2 号炉の燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30（ウラン燃料の場合）、1.23（MOX 燃料の場合）を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を表 1 に、ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を図 1 に示す。

仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態を想定し、燃料プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上記の 2 つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、島根原子力発電所 2 号炉の燃料プールにおいて水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を評価したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。解析結果を図 2 及び図 3 に示す。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送評価コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

表1 未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様	
		ウラン燃料	MOX燃料
燃料仕様	燃料種類	9×9燃料 (A型)	MOX燃料
	濃縮度	²³⁵ U濃縮度 □ wt% ^{※1}	核分裂性Pu富化度 □ wt% ^{※2} ²³⁵ U濃縮度 □ wt%
	ペレット密度	理論密度の97%	理論密度の95%
	ペレット直径	0.96cm	1.04cm
	被覆管外径	1.12cm	1.23cm
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm
使用済燃料 貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式	
	ラックピッチ	□ mm	
	材料	ボロン添加ステンレス鋼	
	ボロン濃度	□ wt% ^{※3}	
	板厚	□ mm	
	内のり	□ mm	

※1 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty}=1.30$ 未燃焼組成, Gdなし)

※2 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty}=1.23$ 未燃焼組成, Gdなし)

※3 ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

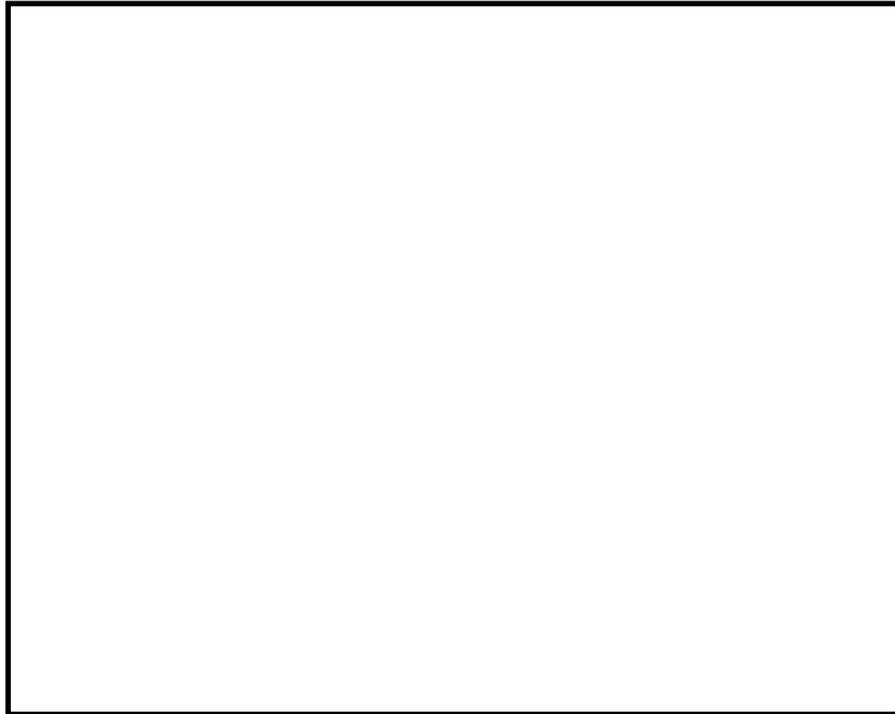


図1 燃料貯蔵ラックの計算体系

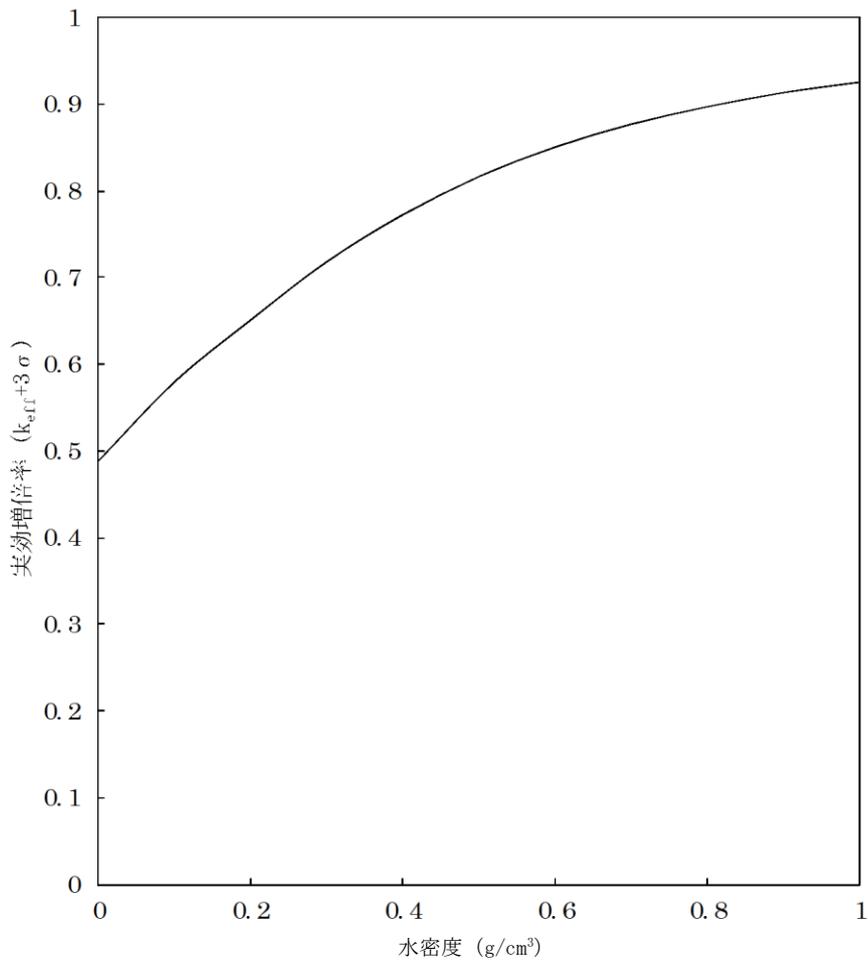


図2 実効増倍率の水密度依存性 (ウラン燃料)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

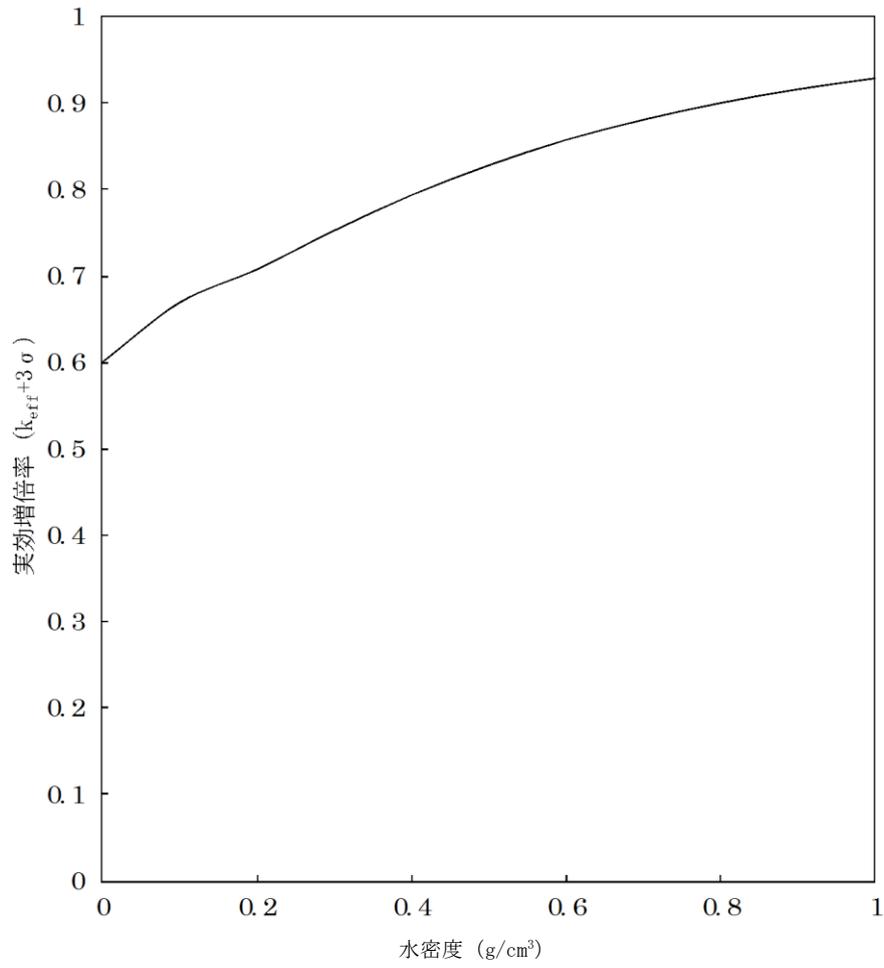


図3 実効増倍率の水密度依存性 (MOX燃料)

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

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料プールの保有水量	約 1,599m ³	約 1,599m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定	燃料プール水位及びプールゲートの状態の不確かさに含まれる。	燃料プール水位及びプールゲートの状態の不確かさに含まれる。
	通常水位	通常水位付近			
燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料プールが通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低レベル (通常水位から約 0.27m 下) とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 1.5 日 (10mSv/h の場合)、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 3.8 日あり、事象発生から 3 時間 10 分後までに燃料プールのスプレイス系 (可搬型スプレインゾル) による注水が可能となることから、評価条件となるパラメータに与える影響は小さい。	
初期条件				初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位が最大で約 1.1m (スロッシング量: 180m ³) の水位の低下が発生するが、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 1.1 日 (10mSv/h の場合)、燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から約 3.3 日あり、事象発生から 3 時間 10 分後までに燃料プールのスプレイス系 (可搬型スプレインゾル) による注水が可能であることから、評価条件となるパラメータに与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プール水位より低くなるため、沸騰開始時間は速くなり、燃料プールの低下は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくない。
燃料プールの初期水温	65℃	約 17℃~約 40℃ (実績値)	運転上許容される上限値として設定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は速くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プールのスプレイス系 (可搬型スプレインゾル) による燃料プールへの注水操作は、燃料プールの初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	また、自然蒸発、燃料プール水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している燃料プールの水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により燃料プールの水位は冷却され、燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響は小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プールの水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 1.4 日 (10mSv/h の場合)、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 3.6 日あり、事象発生から 3 時間 10 分後までに燃料プールのスプレイス系 (可搬型スプレインゾル) による注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

※1 本評価値は、燃料プールへの戻り水の影響を考慮していない保守的なものであり、これらを考慮するとスロッシング量が小さくなる。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響（想定事故1）（2/3）

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	約7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼 度： ・9×9燃料 456Wd/t ・MOX燃料 336Wd/t	約7.8MW以下 (実績値)	原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の上昇及び燃料の崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水温の上昇及び燃料の崩壊熱に低下は緩和されるが、注水操作は、燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間には与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	初期条件	プールの閉 (原子炉ウエル及びDSPの保有水量を考慮しない)	プールゲート開 (原子炉ウエル及びDSPの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出直後においてプールゲートは開放されていることが想定されるが、燃料プールの保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉を想定	最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉と比べ2倍程度となり、燃料プールの水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイン/ズル)による燃料プールへの注水操作は、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。
外部水源の容量	約7,000m ³	約7,000m ³ 以上 (合計貯水量)	通常時の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、評価条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	通常時の運用値を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、評価条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

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

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

表2 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（想定事故1）

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	評価上の操作開始時間					
燃料ブールスブレイ系（可搬型スプレインノズル）による燃料ブールへの注水 操作条件	燃料ブールスブレイ系（可搬型スプレインノズル）の系統構成に必要な準備時間は3時間であるが、燃料ブール水位の低下し始める時間が発生から約7.9時間後であることと踏まえて設定	中央制御室にて機器ランプ表示，機器故障警報，系統流量指示計等にて異常を確認する。燃料ブールスブレイ系（可搬型スプレインノズル）による燃料ブールへの注水操作の開始は事象発生から約7.9時間後であり，それまでに燃料ブール冷却系等の故障による燃料ブールの冷却機能及び注水機能の喪失を認識できる時間がある。 【要員配置】 当該操作は緊急時対策要員（現場）が配置されており，操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 燃料ブールスブレイ系（可搬型スプレインノズル）に用いる大量送水車及び原子炉建物内でホース敷設を行う緊急時対策要員（現場）は，事象発生後に作業現場へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合に，アクセスルートの被害があっても，ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを仮復旧できる体制としており，操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 燃料ブールスブレイ系（可搬型スプレインノズル）による燃料ブールへの注水準備は，大量送水車の配置，屋外及び原子炉建物内のホース敷設，可搬型スプレインノズルの設置，ホース接続及びポンプ起動操作である。 移動時間も含め，これら準備操作に3時間を想定しており，他の操作はないため，燃料ブール冷却機能及び注水機能の喪失を認識した時点で注水準備が可能である。 【他の並列操作有無】 燃料ブールスブレイ系（可搬型スプレインノズル）による燃料ブールへの注水操作時に，他の並列操作はなく，操作時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作は，操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており，誤操作は起こりにくく，誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	当該操作は他の操作との重複はなく，燃料ブール冷却機能喪失による異常を認識した時点で注水準備に着手可能であり，その準備操作にかかる時間は3時間を想定していることから，実態の操作開始時間は想定している事象発生から約7.9時間後より早まる可能性があり，運転員等操作時間に対する余裕が大きくなる。	実際の操作開始時間が早まり，燃料ブール水位の回復が早める可能性があることかから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から約1.7日（10msv/h），燃料ブール水位が燃料棒有効長頂部まで水位が低下するまでの時間が事象発生から約3.9日であり，事故を検知して注水を開始するまでの時間は約2時間25分である。想定で意図している操作が実施可能なことを確認した。	評価上は作業成立性を踏まえ事象発生から約7.9時間後以降としており，このうち，大量送水車への給油作業は，所要時間2時間30分想定のところ，訓練実績では約2時間12分である。想定で意図している操作が実施可能なことを確認した。	
	大量送水車への燃料補給	大量送水車等への燃料補給は解析条件で想定していない操作の成立や継続に必要な作業・作業成立性を踏まえ設定	大量送水車の燃料枯渇までに実施すればよい作業であり，大量送水車による注水操作は，事象発生約7.9時間後以降に実施するものであり，十分な時間余裕がある。	---	---	---	---

7 日間における水源の対応について（想定事故 1）

○水源

輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）※：約 7,000 m³

※設置許可基準規則 56 条【解釈】 1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

事象発生約 7.9 時間後から水位を維持できるよう崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施する。

○時間評価

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水が実施されているため輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）水量は減少する。

○水源評価結果

事象発生約 7.9 時間後から崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施するため 7 日間では合計約 2,100 m³の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

$13 \text{ m}^3/\text{h} \times (168\text{h}-7.9\text{h}) \div 2,100 \text{ m}^3$

7日間における燃料の対応について（想定事故1）

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

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 ^{※1} (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $1.618\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 2\text{台} = 543.648\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 712m^3	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約 730m^3 であり、7日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $0.927\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 155.736\text{m}^3$		
大量送水車 1台起動 $0.0677\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 11.3736\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

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

4.2 想定事故 2

4.2.1 想定事故 2 の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において，燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故 2 として「サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，燃料プールの水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 2 では，燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため，燃料プール水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，燃料は露出し，燃料損傷に至る。

本想定事故は，燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，燃料プール水の漏えいの停止手段及び燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，想定事故 2 では，サイフォンブレイク配管による燃料プール水の漏えいの停止及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水によって，燃料損傷の防止を図る。また，燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プール水位を維持する。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 2 における機能喪失に対して，燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とするため，サイフォンブレイク配管による漏えい停止機能及び燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）^{※1}による燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 4.2.1-1 図に，手順の概要を第 4.2.1-2 図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 4.2.1-1 表に示す。

想定事故 2 において，重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され，合計 26 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は，当直長 1 名，当直副長 1 名，運転操作対応を行う運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 5 名，緊急時対策要員（現場）は 16 名である。必要な要員と作業項目について第 4.2.1-3 図に示す。

※1 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）以外に，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による対応が可能である。

a. 燃料プール水位低下確認

燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に，燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し，燃料プール水位が低下することを確認する。

燃料プールの水位低下を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（SA）等である。

b. 燃料プールの注水機能喪失確認

燃料プールの喪失した保有水を注水するため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。

燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（SA）等である。

c. サイフォンブレイク配管による燃料プール漏えい停止確認

燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により、燃料プールからの漏えいを認知し、初期水位から燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで水位が低下するが、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止することを確認する。

d. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の準備は水位低下に伴う異常の認知を起点として冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認し、開始する。準備が完了したところで、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位を維持する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を確認するために必要な設備は、燃料プール水位・温度（SA）等である。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。想定事故2における原子炉建物原子炉棟4階での緊急時対策要員による作業時間並びに現場作業員の退避は2時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも20mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。

原子炉建物原子炉棟4階での作業は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用する場合における可搬型スプレイノズル及びホースの設置が想定される。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建物原子炉棟4階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる燃料プール水位は通常水位から約2.6m下の位置である。

(添付資料4.1.2)

4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定事故2で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」

に示すとおり、「サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故」である。

なお、燃料プールの保有水の漏えいを防止するため、燃料プールには排水口を設けない設計としており、また、燃料プール冷却系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに、燃料プールに入る配管には逆止弁を設け、配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による燃料プール水の流出を防止する設計としている。燃料プールに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり、信頼性は十分高いと考えられるが、本想定事故では開固着を想定する。

想定事故2では、残留熱除去系配管の破断発生後、サイフォン現象による燃料プール水の漏えい及び崩壊熱による燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって燃料プール水位は低下する。サイフォンブレイク配管による漏えい停止及び燃料プールへの注水により、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料棒有効長頂部は冠水が維持される。

未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2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。

(添付資料 4.1.4, 4.2.1)

(2) 有効性評価の条件

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.2.2-1表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の燃料プールを前提とする。原子炉運転中の燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。

(添付資料 4.1.1)

a. 初期条件

(a) 燃料プールの初期水位及び初期水温

燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。また、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。

(b) 崩壊熱

燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約7.8MWを用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約13m³/hである。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能を喪失するものとする。

(b) 配管破断の想定

燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、残留熱除去系配管^{※3}の全周破断を想定する。

※3 燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは、燃料プール冷却系の戻り配管以外になく、よって当該配管に接続される系統のうち、配管内径及び破断時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定。

(c) サイフォン現象による燃料プール水位の低下

燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、燃料プール冷却系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより開固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このとき、サイフォン現象により燃料プール水位は低下するが、サイフォンブレイク配管の効果により、燃料プール冷却系戻り配管水平部下端（通常水位より約0.28m下）に余裕をみた、通常水位から約0.35m下まで低下するものとする。

なお、評価においては燃料プールの水位は、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで瞬時に低下するものとする。

(添付資料 4.2.1)

(d) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

燃料プールへの注水は、大量送水車1台を使用するものとし、崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る $48\text{m}^3/\text{h}^{\ast 4}$ にて注水する。

※4 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）の注水容量はともに $48\text{m}^3/\text{h}$ 以上である。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水準備は、緊急時対策要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生3時間10分後までに完了するが、燃料プールへの注水は燃料プールの水温が 100°C に到達することにより燃料プール水位が低下し始める事象発生約7.6時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2における燃料プール水位の推移を第4.2.2-1図に、燃料プール水位と線量率の関係を第4.2.2-2図に示す。

a. 事象進展

残留熱除去系配管の破断発生後、サイフォン現象によって、燃料プール水は漏えいし、燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。燃料プール水位・温度(SA)等により、燃料プールからの漏えいが発生したこと及びサイフォンブレイク配管によりサイフォン現象による漏えいが停止したことを確認する。また、燃料プールの喪失した保有水を注水するため、復水輸送系等による水の注水準備を行うが復水輸送系等が使用不可能な場合、燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水準備を行う。

燃料プールの冷却機能が喪失した後、燃料プール水温は約4.6°C/hで上昇し、事象発生から約7.6時間後に100°Cに達する。その後、蒸発により燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水準備が完了し、事象発生から約7.6時間経過した時点で燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水を開始することから、燃料プール水位は維持される。

その後は、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)により、蒸発量に応じた量を燃料プールに注水することで、燃料プール水位を維持する。

b. 評価項目等

燃料プール水位は第4.2.2-1図に示すとおり、通常水位から約0.35m下まで低下するに留まり、燃料棒有効長頂部は冠水維持される。燃料プール水は事象発生約7.6時間で沸騰し、その後100°C付近で維持される。

また、第4.2.2-2図に示すとおり、燃料プール水位が通常水位から約0.35m下の水位となった場合の線量率は約 1.0×10^{-3} mSv/h以下であり、必要な遮蔽の目安とした10mSv/hと比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建物原子炉棟4階の燃料取替機台車床としている。

燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。

事象発生約7.6時間後から燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水を行うことで蒸発量に応じた燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料4.1.2, 4.2.3)

4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2では、サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下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、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作とする。

(1) 評価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4.2.2-1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水温の上昇及び水位の低下は緩和されるが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位が最大

で約1.1m低下するものの、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/hの場合）であり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能となることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料プールの水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位の低下は、破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが、本評価では、サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮しており、燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）まで瞬時に低下するものとしていることから、事象進展に影響はなく、また、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は水位低下速度に応じた対応をとるものではなく、水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため、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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約7.8MWに対して最確条件は約7.8MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約17℃～約40℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

また、自然蒸発、燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による燃料プール水位の低下開始時間より早く燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べてわずかであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.2日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.4日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料プール水位が初期水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.27m下^{※5}）とした場合であっても、漏えいにより瞬時に水位が低下しサイフォンブレイク配管により燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）で停止するとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約1.1mの水位の低下が発生するが、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約1.1日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約3.3日あり、事象発生から3時間10分後までに燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位の低下は、破断面積及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが、本評価では、サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮しており、燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約0.35m下）まで瞬時に低下するものとしていることから、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。

※5 燃料プール水位低の警報設定値：通常水位-272mm

(添付資料4.2.4)

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

操作条件の燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から約7.6時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は他の操作との重複はなく、燃料プールの冷却機能喪失又は水位低下による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、その準備操作にかかる時間は3時間を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から約7.6時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時

間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実態に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、注水操作に対して約1.5日（10mSv/hの場合）と操作に対して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（添付資料4.2.4）

(2) 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。

操作条件の燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が約1.5日（10mSv/hの場合）、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間が約3.7日であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約7.6時間後と設定していることから、時間余裕がある。

（添付資料4.2.4）

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、重大事故等対策時における必要な要員は、「4.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり26名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の43名で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いいため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっていく状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水については、7日間の対応を考慮すると、約2,100m³の水が必要である。水源として、輪谷貯水槽（西1／西2）に約7,000m³の水量を保有しており、水源を枯渇させることなく7日間の注水継続実施が可能である。

（添付資料4.2.5）

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、保守的に事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、運転継続に約700m³の軽油が必要となる。燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの大量送水車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12m³の軽油が必要となる。合計約712m³の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水について、7日間の運転継続が可能である。

緊急時対策所用発電機による電源供給については、保守的に事象発生直後から最大負荷での運転を想定すると、7日間の運転継続に約8m³の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから、緊急時対策所用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

（添付資料4.2.6）

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

4.2.5 結論

想定事故2では、燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象等による燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、燃料プールへの水の注水にも失敗して燃料プール水位が低下することで、やがて燃料が露出し燃料損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水手段を整備している。

想定事故2について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）によ

る燃料プールへの注水により、燃料プール水位を維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

また、燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、未臨界は維持される。

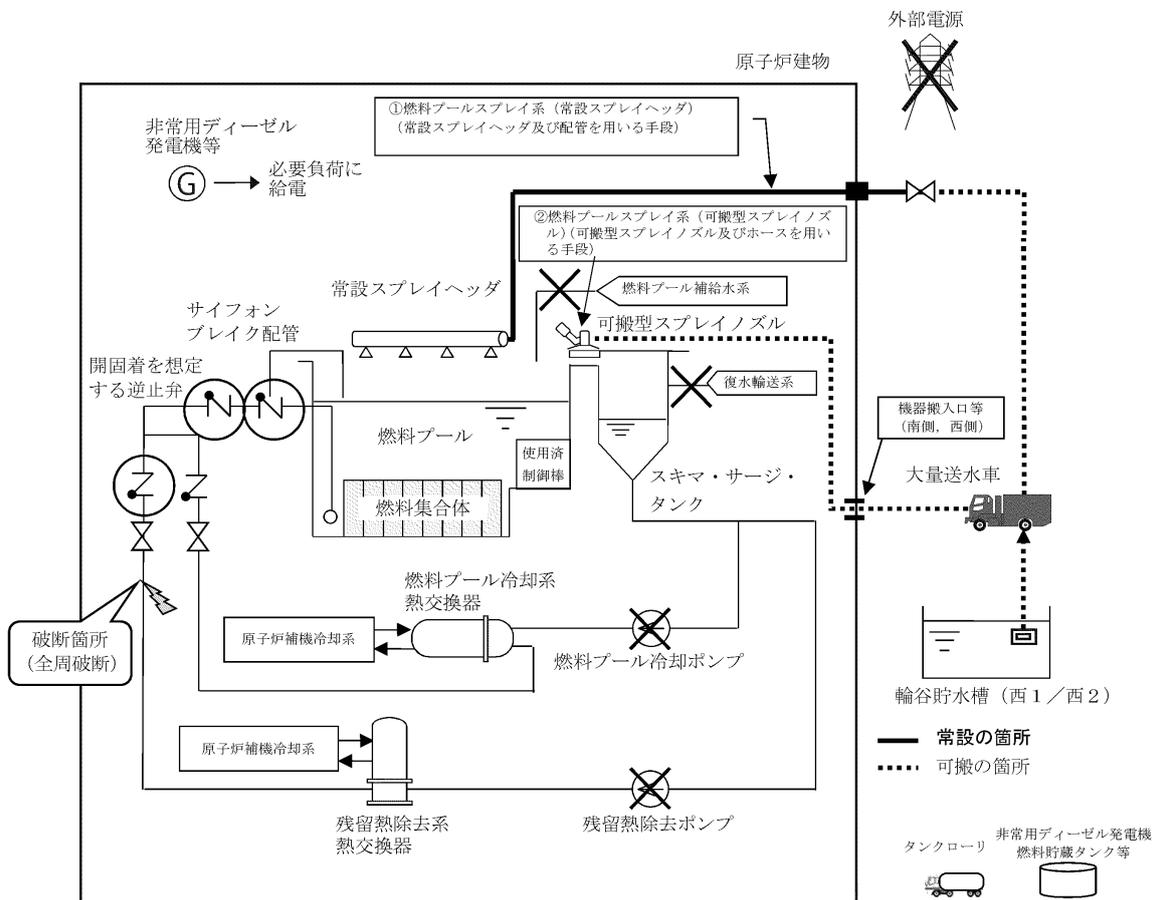
その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2に対して有効である。



第 4.2.1-1 図 「想定事故 2」の重大事故等対策の概略系統図
(燃料プールへの注水)

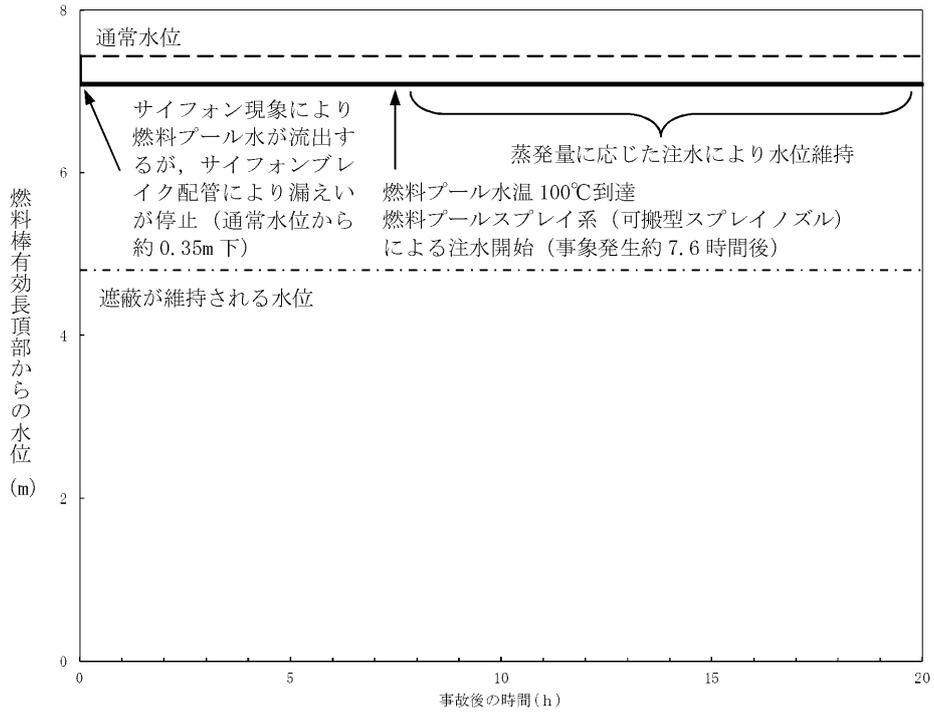
想定事故 2

操作項目	実施箇所・必要人員数				操作内容	経過時間 (分)						経過時間 (時間)							経過時間 (日)			備考				
	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡		10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10		11	5	6	7
状況判断	1人 A	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水漏えい発生確認 外部電源喪失確認 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認 燃料プール水位がサイフォンブレイク配管付近にて安定確認 燃料プール注水機能喪失確認 燃料プール冷却機能喪失確認 燃料プール水位・温度監視 	10分																				
燃料プール冷却機能回復操作	—	—	—	—	残留熱除去系, 燃料プール冷却系 機能回復																					評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プール注水機能回復操作	—	—	—	—	残留熱除去系, 燃料プール補給水系, 復水輸送系 機能回復																					評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プール水位低下要因調査	(1人) A	—	—	—	警報確認による要因調査	10分																				評価上考慮せず
	—	2人 B, C	—	—	現場確認		1時間																			評価上考慮せず
	—	—	—	—	隔離操作																					評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プール注水	—	—	—	14人 a~n	<ul style="list-style-type: none"> 放射線防護具準備 大量送水車による燃料プールへの注水準備 (大量送水車配置, ホース展張, 接続) 原子炉建物内ホース敷設, 可搬型スプレイノズル準備 	10分																				
	—	—	—	(2人) a, b	大量送水車による燃料プールへの注水																					適宜実施
燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プール注水	—	—	—	—	大量送水車による燃料プールへの注水																					評価上考慮せず 注水不可の場合は可搬型スプレイノズルにより対応する
燃料補給準備	—	—	—	2人 o~p	放射線防護具準備	10分																				
	—	—	—		非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給			2時間30分																		
燃料補給作業	—	—	—	—	大量送水車への補給																					適宜実施
必要人員数 合計	1人 A	2人 B, C	—	16人 a~p																						

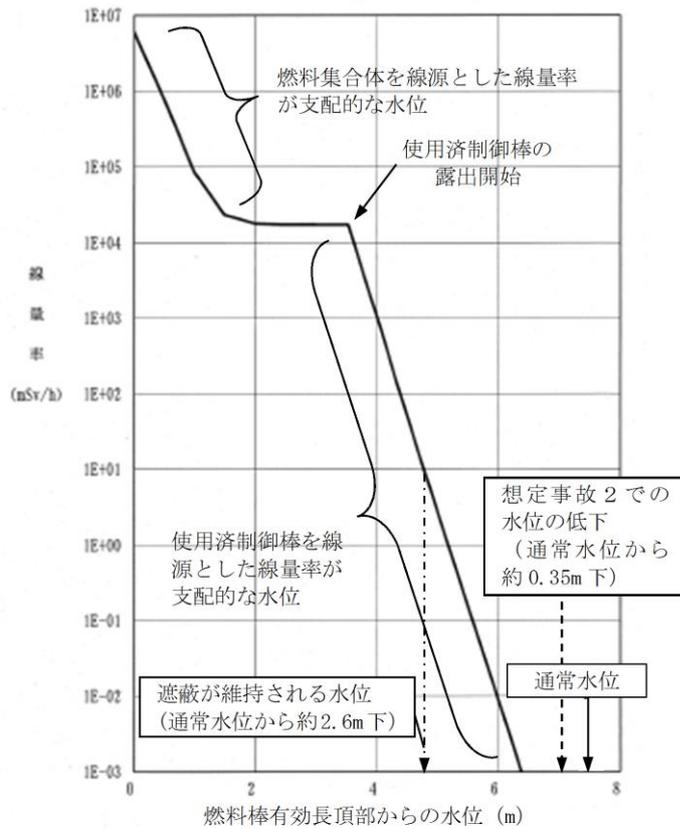
() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く (運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。

第 4.2.1-3 図 「想定事故 2」 の作業と所要時間



第 4.2.2-1 図 燃料プール水位の推移 (想定事故 2)



第 4.2.2-2 図 燃料プール水位と線量率 (想定事故 2)

第4.2.1-1表 「想定事故2」の重大事故等対策について（1/2）

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
燃料プールの水位低下確認	燃料プールを冷却している系統が機能喪失すると同時に、燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、燃料プール水位が低下することを確認する。	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）
燃料プールの注水機能喪失確認	燃料プールの水位低下分を注水するため、復水輸送系等による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作による燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールへの注水機能喪失であることを確認する。	—	—	【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）
サイフォンブレイク配管による燃料プール漏えい停止確認	燃料プールの水位低下に伴い発生する警報等により、燃料プールからの漏えいを認知し、初期水位から燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近まで水位が低下するが、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止することを確認する。	—	—	燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プール監視カメラ（SA）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）

※：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）

第4.2.1-1表 「想定事故2」の重大事故等対策について(2/2)

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
燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)の準備が完了したところで、燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水により燃料プールの水位を維持する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度(SA) 燃料プール水位(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)
燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水	燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)の準備が完了したところで、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プール注水により、燃料プール水位を維持する。その後は、燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を注水することで、燃料プール水位を維持する。	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等※	可搬型スプレイノズル 大量送水車 タンクローリ	燃料プール水位・温度(SA) 燃料プール水位(SA) 燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA) 燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)

※：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 4.2.2-1 表 主要評価条件 (想定事故 2) (1 / 2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プール保有水量	約 1,599m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	燃料プール水温	65℃	運転上許容される上限値として設定
	燃料の崩壊熱	約 7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・ 9 × 9 燃料 45GWd/t ・ MOX 燃料 33GWd/t	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日※ ¹) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN 2 を用いて算出 また、原子炉停止 10 日後においては、MOX 燃料の方が 9 × 9 燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料プール水位低下の観点で厳しいため、燃料プールにおける使用済燃料の崩壊熱は MOX 燃料を考慮
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	燃料プールの冷却機能及び注水機能として、燃料プール冷却系、残留熱除去系、復水輸送系等の機能喪失を設定
	配管破断の想定	残留熱除去系配管の全周破断	燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして、残留熱除去系配管の全周破断を想定
	漏えいによる燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から約 0.35m 下まで低下	燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、燃料プール冷却系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより開固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定このとき、サイフォン現象により燃料プール水位は低下するが、サイフォンブレイク配管の効果により、燃料プール冷却系戻り配管水平部下端 (通常水位より約 0.28m 下) に余裕をみた、通常水位から約 0.35m 下まで低下を設定。なお、この水位まで瞬時に低下するものとする
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定

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

第4.2.2-1表 主要評価条件 (想定事故2) (2/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大 関連する 機器条件	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレインノズル)	48m ³ /h※2で注水	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレインノズル) による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
重大 関連する 操作 条件	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレインノズル) による燃料プールへの注水	事象発生から約7.6時間後	燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレインノズル) による燃料プールへの注水準備は, 緊急時対策要員の移動及び注水準備に必要な時間等を考慮して, 事象発生3時間10分後までに完了するが, 燃料プールへの注水は燃料プールの水温が100℃に到達することにより燃料プール水位が低下し始める事象発生約7.6時間後を設定

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

燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

1. 燃料プールの概要

添付資料 4. 1. 1 と同様である。

2. 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プールの遮蔽水位について

添付資料 4. 1. 1 と同様である。

3. 想定事故 2 における時間余裕

図 1 に示すように想定事故 2 では燃料プール冷却系配管及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については開固着を仮定する。サイフォンブレイク配管により、サイフォン現象による流出を防止するため、燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約 0.35m 下）までの低下にとどまり、保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。

配管破断により保有水が漏えいし、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近（通常水位から約 0.35m 下）まで水位が低下した場合、崩壊熱除去機能喪失に伴い、事象発生から約 7.6 時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

燃料プール水位が通常水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位から約 2.6m 下）まで低下する時間は、事象発生から約 1.5 日であり、重大事故等対策として期待している燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作の時間余裕は十分ある（評価結果は表 1 のとおり）。

表 1 崩壊熱除去機能喪失及びサイフォン現象発生時の評価結果

項目	算定結果
燃料プール水温が 100°C に到達するまでの時間 (h)	約 7.6
燃料の崩壊熱による燃料プール保有水の蒸発量 (m ³ /h)	約 13
燃料プール水位が通常水位から約 2.6m 低下するまでの時間 (day)	約 1.5
燃料棒有効長頂部冠水部まで燃料プール水位が低下するまでの時間 (day)	約 3.7
燃料プール水位の低下速度 (m/h)	約 0.08

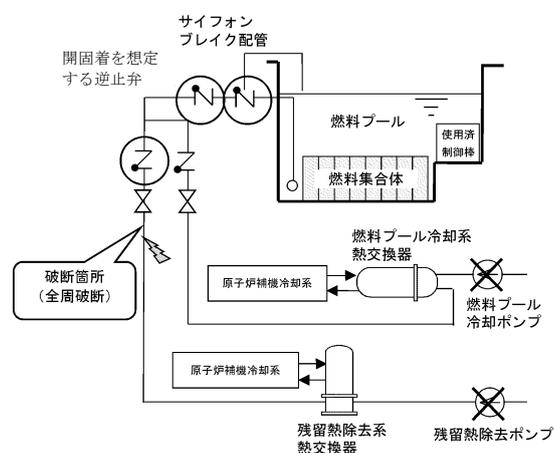


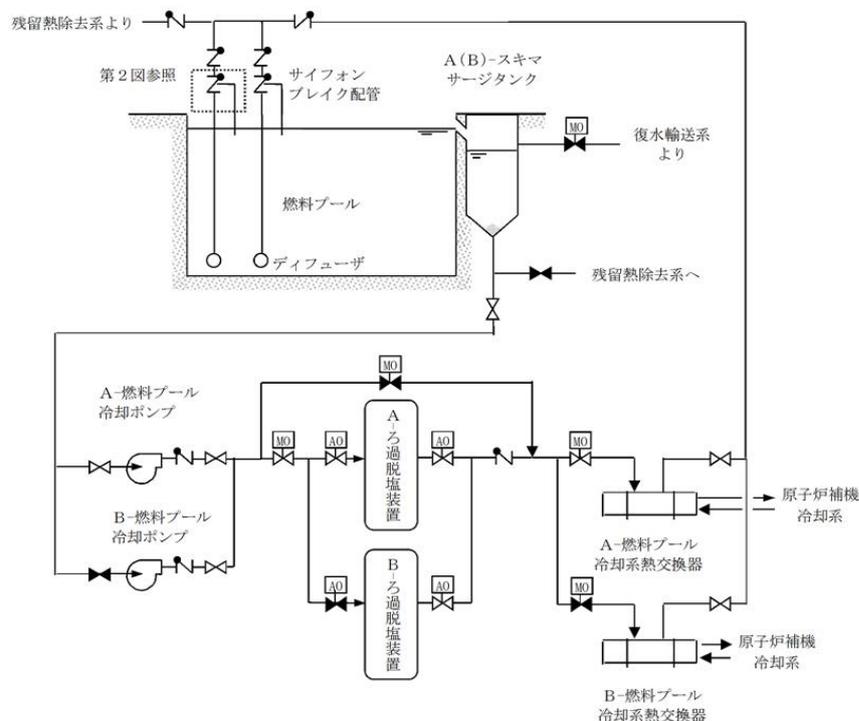
図 1 想定事故 2 の想定

燃料プールのサイフォンブレイク配管について

1. サイフォンブレイク配管の概要

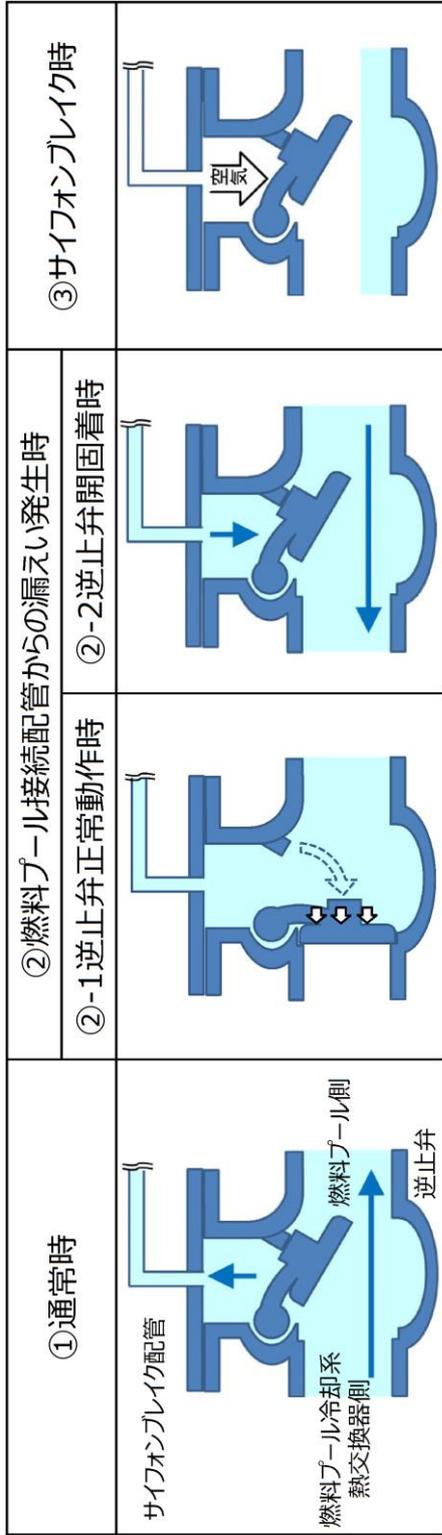
燃料プールは、第1図のように燃料プール冷却系により冷却及び水質管理されている。燃料プールの保有水がサイフォン現象により漏えいする場合は、燃料プール冷却系戻り配管に設置された逆止弁（2重化）により燃料プールの保有水の漏えいを防止する設計としている。仮に、逆止弁が開固着により機能喪失した状態でサイフォン現象が発生した場合は、サイフォンブレイク配管の開放端のレベルまで水位が低下した時点でサイフォンブレイク配管の開放端から空気が吸い込まれ、吸い込まれた空気が第2図③のように弁箱と開固着した弁体との間に形成されている隙間（第3図②，③参照）を通過し、燃料プール冷却系戻り配管へ流入することで、サイフォン現象による漏えいを停止することが可能な設計としている。

なお、サイフォンブレイク配管は、現場での施工性を考慮し、逆止弁の弁蓋に接続しているが、弁体等との干渉はなく、逆止弁の動作に影響はしないことから、サイフォン現象発生時の逆止弁機能に影響はない。また、弁箱と開固着した弁体との間に形成される隙間部の面積（1780mm²以上）は、サイフォンブレイク配管内面積（配管内面積： mm²）より大きく、逆止弁開固着時にサイフォン現象が発生した場合であっても、逆止弁内部でサイフォンブレイク配管からの空気の流路が確保されることで、サイフォン現象を停止することが可能である。（第3図③参照）

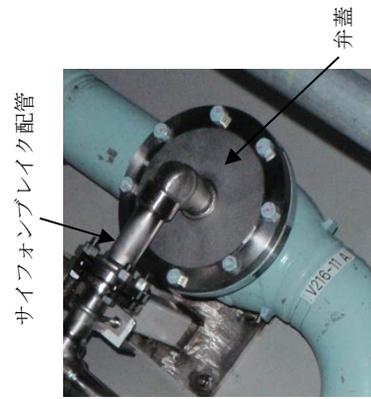


第1図 燃料プール冷却系系統概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



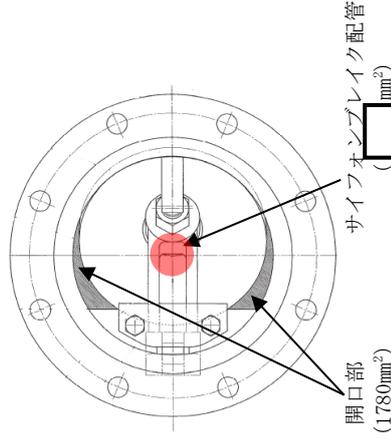
第2図 各状態における逆止弁内部概要図



① 逆止弁外観



② 逆止弁内部
(弁全開状態)



③ 逆止弁構造図
(弁全開状態)

第3図 逆止弁内部構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

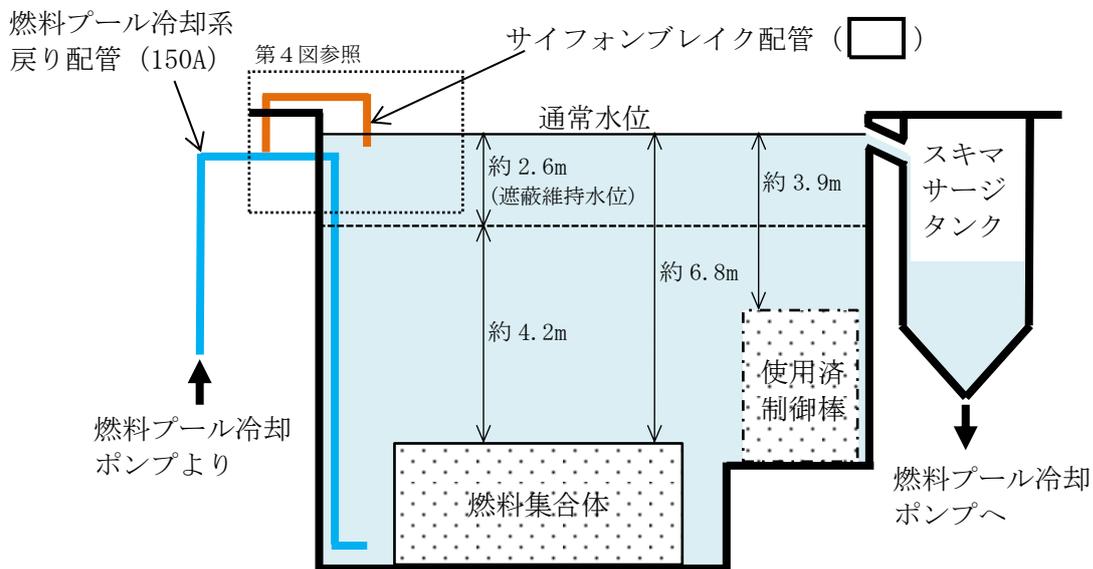
2. サイフォンブレイク配管の機器仕様

(1) サイフォンブレイク配管の寸法

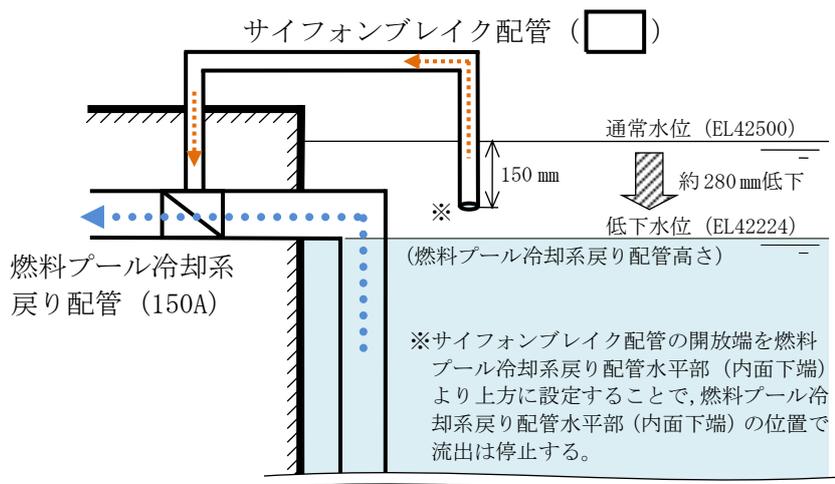
サイフォンブレイク配管は、2本の燃料プール冷却系戻り配管（150A）にそれぞれ設置する、弁等の機器がない口径 \square の配管である。

(2) サイフォンブレイク配管の設置レベル

サイフォンブレイク配管の設置位置及び燃料プール内のレベルを第4図に示す。サイフォンブレイク配管の開放端は通常水位より下方（150mm）に設置されており、燃料プールの保有水がサイフォン現象で流出した場合においても、水位低下を燃料プール冷却系戻り配管水平部（内面下端、通常水位より下方（約280mm））のレベルまでで留めることが可能である。



第4図 燃料プール内のレベル相関図



第5図 サイフォンブレイク配管設置レベル図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

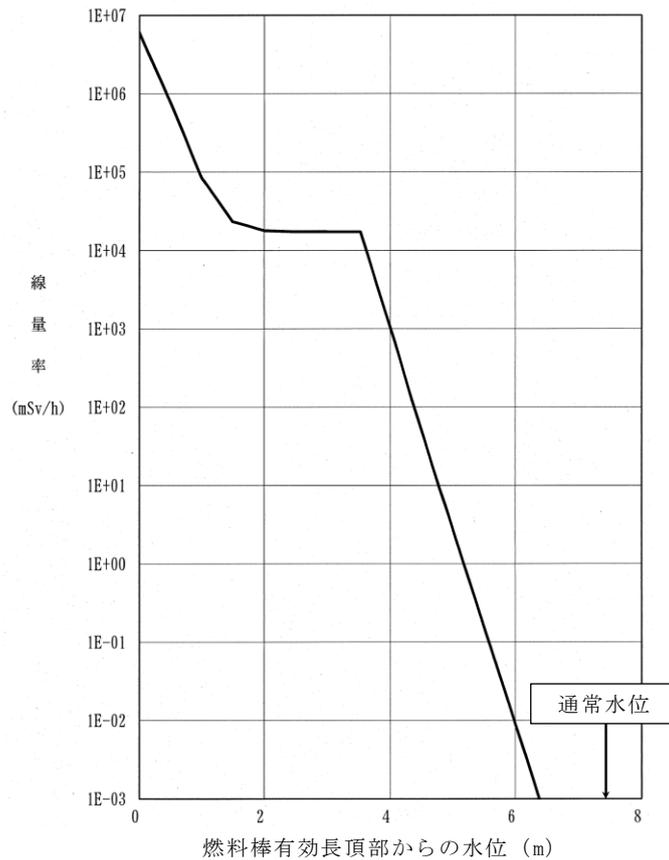
(3) サイフォン現象発生時の想定漏えい量

サイフォン現象が発生し、サイフォンブレイク配管の開放端まで水位が低下すると、当該開放端から空気を吸込み、燃料プール冷却系戻り配管水平部に空気が溜まり両側の配管内の水に力が伝わらなくなりサイフォン現象を止めることができる（第5図参照）。

この場合における漏えい量は約 46.8m^3 （通常水位より下方約280mm）となるが、想定事象2の解析で用いる漏えい量については、これに保守性を持たせて約 58.5m^3 （通常水位より下方約0.35m）で評価している。

(4) 想定被ばく線量率

燃料プールの保有水が流出した場合の、原子炉建物原子炉棟4階の被ばく線量評価結果を第6図に示す。第6図より、燃料プールの水位が通常水位から約0.35m下まで低下した場合においても原子炉建物原子炉棟4階の雰囲気線量率は $1.0 \times 10^{-3}\text{mSv/h}$ 以下であることから、燃料プールはサイフォン現象が発生した場合においても十分な遮蔽水位を確保することが可能である。



第6図 原子炉建物原子炉棟4階での被ばく線量率

3. サイフンブレイク配管の健全性について

(1) 配管強度への影響について

サイフンブレイク配管及びサイフンブレイク配管が取り付けられている燃料プール冷却系戻り配管は基準地震動 S_s に対し十分な耐震性を有している。

(2) 人的要因による機能阻害について

サイフンブレイク配管は、操作や作動機構を有さない構造であることから、誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため、燃料プール保有水のサイフン現象による漏えいが発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、サイフンブレイク配管の開放端まで水位低下することで自動的にサイフン現象を止めることが可能である。

(3) 異物による閉塞について

燃料プールは、燃料プール冷却系の「スキマサージタンク」及び「ろ過脱塩器」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によるサイフンブレイク配管（口径 ）の閉塞を防止することが可能である。

- ・燃料プール水面上の空気中からの混入物
 - ・燃料プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
 - ・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
 - ・燃料交換作業、その他の作業の際の混入物
 - ・燃料プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水
- a. スキマサージタンクによる異物除去について
スキマサージタンクには、約800mm×1170mmの異物混入防止用金網が設置されており、燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。
- b. ろ過脱塩器による異物除去について
ろ過脱塩器は、イオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。
このろ過脱塩器のエレメントは目開き約25 μ m程度であり、サイフンブレイク配管（口径 ）を閉塞させるような不純物の除去が可能である。
- c. 燃料プールの巡視について
燃料プールは、運転員により、1回/1日の巡視を実施することとなっており、サイフンブレイク配管を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより、異物による閉塞を防止することが可能である。
- d. 地震等発生時における異物による閉塞の防止について
燃料プールの近傍は異物混入防止エリアとして設定して、原則シート養生を実施しない運用としている（プール脇の手すり等についても同様）。ただし、定期検査時の汚染拡大防止及び作業エリア内での作業

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

を避けることができず、プール内への異物混入防止のために養生が必要となる場合などの理由があるときには、必要箇所の養生を行うため、これらの養生シートがスロッシング等によりプール内に流れ込む懸念はある。

地震発生時に原子炉建物基礎マット上で10gal以上の揺れが確認された場合に運転員がパトロールを実施することとしており、燃料プール内に養生シート（黄色及び緑色）が落下している場合、発見することができる。また、地震発生時を含め中央制御室において燃料プール水位に関する警報が発せられた場合、原子炉建物原子炉棟4階に設置しているカメラを使用することで、中央制御室から燃料プール及びサイフォンブレイク配管開放端付近の状況を確認することができる（第7図参照）。

燃料プール内に落下した養生シートは、速やかに除去が行えるよう原子炉建物原子炉棟4階に除去用の治具を配備する。

（配備する治具）

①タモ、ケーブルフィッシャー

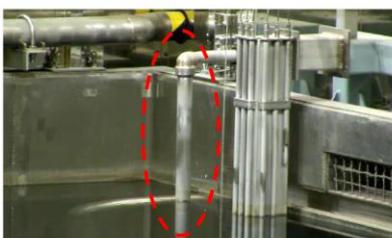
燃料プール上の養生シート片の除去

②ボートフック

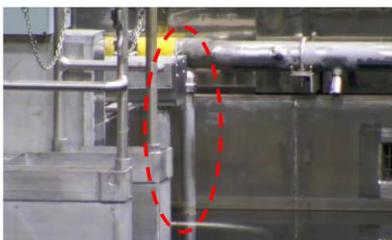
サイフォンブレイク配管開放端に張り付いた養生シート片の除去

仮にサイフォン現象による漏えいが発生している状況で原子炉建物原子炉棟4階の線量率が上昇してプール内に流れ込んだ浮遊物等を除去できず、かつ浮遊物等によるサイフォンブレイク配管の閉塞が発生した場合は漏えいが継続することとなる。

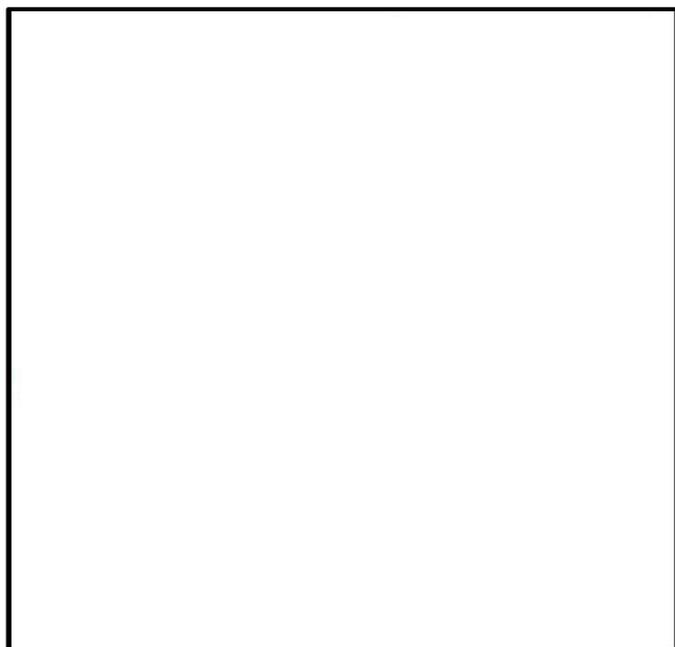
ただし、スロッシングによりサイフォンブレイク配管の開放端が露出している場合においては浮遊物等によるサイフォンブレイク配管の閉塞は発生しないと考えられる。



①燃料プール北側カメラ設置予定位置からの映像
（サイフォンブレイク配管（南側））



②燃料プール南側カメラ設置予定位置からの映像
（サイフォンブレイク配管（北側））



第7図 サイフォンブレイク配管設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

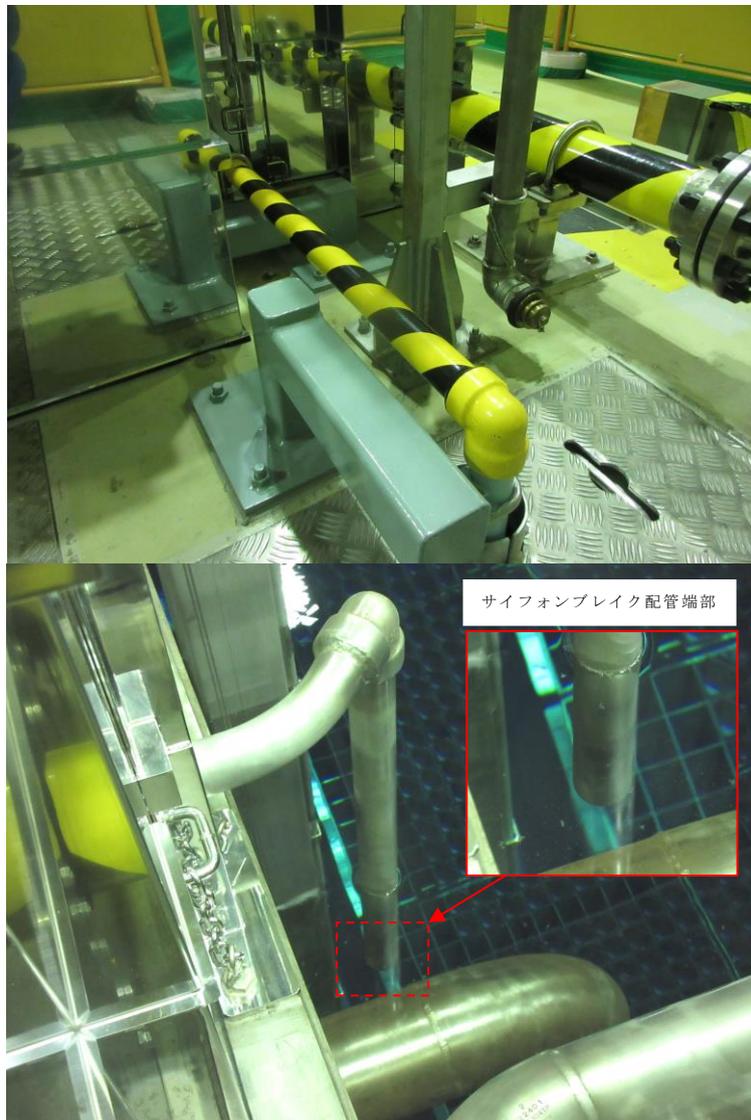
(4) 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管は開放端を鉛直下向きになるよう設置しているため、仮に燃料プール内に異物混入があっても異物が端部に付着し留まることはない。

また、床面上に敷設しているサイフォンブレイク配管については囲い等を実施することにより、落下物による閉塞の影響を考慮した設計とする。

(5) サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが、目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。



第8図 サイフォンブレイク配管の設置状況

安定状態について（想定事故2）

想定事故2（サイフォン現象等による燃料プール内の水の小規模な喪失）の安定状態については以下のとおり。

燃料プール安定状態：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた燃料プールへの注水により燃料プール水位を維持することで、燃料の冠水、放射線遮蔽及び未臨界が維持され、燃料プールの保有水の温度が安定し、かつ、必要な要員の不足、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】燃料プールの安定状態の確立について

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を用いた燃料プールへの注水を実施することで、燃料プール水位が維持され、燃料プールの安定状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。

また、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を継続し、残留熱除去系又は燃料プール冷却系を復旧し、復旧後は復水輸送系等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することによって、安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (想定事故 2) (1 / 3)

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料プールの保有水量	約 1,599m ³	約 1,599m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定	燃料プール水位及びプールゲートの状態の不確かさに含まれる。	燃料プール水位及びプールゲートの状態の不確かさに含まれる。
燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を考慮しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プールの注水操作は初期水位に合った対応をとるのではなく、燃料プールの初期水位の低下に伴う冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料プール水位が初期水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル (通常水位から約 0.27m 下) とした場合であっても、漏えいにより瞬時に水位が低下しサイフォンブレイク配管により燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位から約 0.35m 下) で停止することとしていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
初期条件				初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約 1.1m (スロッシング量: 180m ³ /h) の水位の低下が発生するが、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 1.1 日 (10mSv/h の場合)、燃料プール水位が通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 3.3 日あり、事象発生から 3 時間 10 分後までに燃料プールの注水が可能となることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約 1.1m (スロッシング量: 180m ³ /h) の水位の低下が発生するが、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 1.1 日 (10mSv/h の場合)、燃料プール水位が通常水位から燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 3.3 日あり、事象発生から 3 時間 10 分後までに燃料プールの注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料プールの初期水温	65°C	約 17°C~約 40°C (実績値)	運転上許容される上限値として設定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなるが、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プールの注水操作は、燃料プールの初期水温に低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものがあることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、自然蒸発、燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による燃料プール水位低下開始時間より早く燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べて僅かであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による燃料プールの水位低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 1.2 日 (10mSv/h の場合)、燃料棒有効長まで水位が低下するまでの時間は事象発生から約 3.4 日あり、事象発生から 3 時間 10 分後までに燃料プールの注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

※1 本評価値は、燃料プールへの戻り水の影響を考慮していない保守的なものであり、これらを考慮するとスロッシング量は小さくなる。

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響 (想定事故 2) (2 / 3)

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料の崩壊熱	約 7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・ 9 × 9 燃料 45GW/t ・ MOX 燃料 33GW/t	約 7.8MW 以下 (実績値)	原子炉停止後に最短時間 (原子炉停止後 10 日) で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵トラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールのレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水操作は、燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	ブールゲートの状態	ブールゲート閉 (原子炉ウエル及びDSPの保有水量を考慮しない)	全炉心燃料取出直後であるため、ブールゲートは開放されていることが想定されるが、燃料プール保有水量を厳しく見積もるためにブールゲート閉を想定	最確条件とした場合は、保有水量がブールゲート閉と比べ2倍程度となり、燃料プールの水温の上昇及び蒸発による燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水操作は、ブールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、保有水量はブールゲート閉と比べ2倍程度となり、燃料プールの水温の上昇や蒸発による水位の低下は緩和される。ことから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
外部水源の容量	約 7,000m ³	約 7,000m ³ 以上 (合計貯水量)	通常時の水量を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも水源容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
燃料の容量	1,180m ³	1,180m ³ 以上 (合計貯蔵量)	通常時の運用値を参考に、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件よりも燃料容量の余裕が大きくなるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータに与える影響 (想定事故2) (3/3)

項目	評価条件 (初期, 事故及び機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能	燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却系, 残留熱除去系, 復水輸送系等の機能喪失を設定	—	—
	配管破断の想定	残留熱除去系配管の全周破断	燃料プール水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象による漏えいとして, 残留熱除去系配管の全周破断を想定	配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位が低下する速度が変動するが, 本評価では, サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮しており, 燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位から約0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの影響は, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に合わせた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。	配管破断の想定及びサイフォン現象による燃料プール水位の低下は, 破断面種及び弁の開口面積に応じて水位低下速度が変動するが, 本評価では, サイフォンブレイク配管による漏えい停止を考慮しており, 燃料プール水位が燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位から約0.35m 下) まで瞬時に低下することから, 燃料プールの影響は, 燃料プールの注水操作は水位低下速度に合わせた対応をとるものではなく, 水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を起点とするものであるため, 運転員等操作時間に与える影響はない。
	サイフォン現象による燃料プール水位の低下	サイフォン現象により, サイフォン現象による流出が停止するため, 燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位より0.35m 下) までの低下にとどまり, 保守的にこの水位まで瞬時に低下することを想定	サイフォンブレイク配管により, サイフォン現象による流出が停止するため, 燃料プール水位は燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近 (通常水位より0.35m 下) までの低下にとどまり, 保守的にこの水位まで瞬時に低下することを想定	燃料プールの有無は事象進展に影響しないことから, 資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は同じであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。
機器条件	燃料プールの注水流量	48m ³ /h	燃料プールの注水流量を想定	燃料プールの注水流量を起点とする操作ではないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している燃料プールの注水流量 (最大13m ³ /h) より大きく, 注水操作開始以降の流量であることから, 評価項目と与える影響はない。

表2 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（想定事故2）

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方					
燃料プールの注水 （可搬型スプレイン系（可搬型スプレイン系）による燃料プールの注水準備は、所要時間2時間50分想定のとおり、訓練実績では約2時間25分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。	燃料プールの注水準備は、所要時間2時間50分想定のとおり、訓練実績では約2時間25分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。	燃料プールの注水準備は、所要時間2時間50分想定のとおり、訓練実績では約2時間25分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。	操作の不確かさ要因	当該操作は他の重復はなく、燃料プールの冷却機能喪失又は水位低下による異常を認知した時点で注水準備は可能である。この場合、放射線の遮蔽が維持されるまで到達するまでの時間（約1.5日（10mSv/hの場合））、燃料プールの水位が燃料槽有効長まで低下する時間が約3.7日であり、事故を発生するまでの時間（10mSv/hの場合）と操作に對して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに對する余裕は大きくなる。	評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持されるまで到達するまでの時間余裕は、約1.5日（10mSv/hの場合）と操作に對して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに對する余裕は大きくなる。	放射線の遮蔽が維持されるまで到達するまでの時間（約1.5日（10mSv/hの場合））、燃料プールの水位が燃料槽有効長まで低下する時間が約3.7日であり、事故を発生するまでの時間（10mSv/hの場合）と操作に對して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに對する余裕がある。	評価上の作業成立性を踏まえ、事後発生から約7.6時間後としており、このうち、燃料プールの注水準備は、所要時間2時間50分想定のとおり、訓練実績では約2時間25分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。
	大量送水車への燃料供給	大量送水車への燃料供給は、燃料供給設備は、解析条件で想定している操作の成立に必要な作業。作業成立性を踏まえ設定	大量送水車への燃料供給は、燃料供給設備は、解析条件で想定している操作の成立に必要な作業。作業成立性を踏まえ設定	操作の不確かさ要因	当該操作は他の重復はなく、燃料プールの冷却機能喪失又は水位低下による異常を認知した時点で注水準備は可能である。この場合、放射線の遮蔽が維持されるまで到達するまでの時間余裕は、約1.5日（10mSv/hの場合）と操作に對して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに對する余裕は大きくなる。	評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持されるまで到達するまでの時間余裕は、約1.5日（10mSv/hの場合）と操作に對して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに對する余裕は大きくなる。	放射線の遮蔽が維持されるまで到達するまでの時間（約1.5日（10mSv/hの場合））、燃料プールの水位が燃料槽有効長まで低下する時間が約3.7日であり、事故を発生するまでの時間（10mSv/hの場合）と操作に對して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに對する余裕がある。

7日間における水源の対応について（想定事故2）

○水源

輪谷貯水槽（西1／西2）※：約7,000 m³（約3,500m³×2）

※設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

○水使用パターン

①燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

事象発生約7.6時間後から水位を維持できるよう崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施する。

○時間評価

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水が実施されているため輪谷貯水槽（西1／西2）水量は減少する。

○水源評価結果

事象発生約7.6時間後から崩壊熱相当の流量（13 m³/h）で注水を実施するため7日間では合計約2,100 m³の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

13 m³/h × (168h-7.6h) ≒ 2,100 m³

7日間における燃料の対応について（想定事故2）

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

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2台起動 ^{※1} (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $1.618\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 2\text{台} = 543.648\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 712m^3	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等の容量は約 730m^3 であり、7日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1台起動 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $0.927\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 155.736\text{m}^3$		
大量送水車 1台起動 $0.0677\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 11.3736\text{m}^3$		
緊急時対策所用発電機 1台 (燃料消費率は保守的に最大負荷(定格出力運転)時を想定) $0.0469\text{m}^3/\text{h} \times 24\text{h} \times 7\text{日} \times 1\text{台} = 7.8792\text{m}^3$	7日間の 軽油消費量 約 8m^3	緊急時対策所用燃料地下タンクの容量は約 45m^3 であり、7日間対応可能

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