

3.2 運転中の原子炉における重大事故

本発電用原子炉施設において選定された格納容器破損モード毎に選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.2.1.1 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、「2.2 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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認する。

3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合

3.2.1.2.1 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 3.2.1.2-1 図(1)及び第 3.2.1.2-1 図(2)に、対応手順の概要を第 3.2.1.2-2 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 3.2.1.2-1 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3.2.1.2-3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。

(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、原子炉压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 L O C A により格納容器温度が上昇し、ドライウエル温度（S A）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（S A）及びドライウエル温度（S A）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 L O 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（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）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（S A）、サブプレッション・プール水温度（S A）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（S A）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（S A）である。

3.2.1.2.2 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、「2.2 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（水位変化）・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、サプレッション・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M A A P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3.2.1.2-2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L O C A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。

(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M A A P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、格納容器スプレーへ 120m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレーを実施する。

(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 7 MW（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、「2.3.5 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 (C s - 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、本評価事故シーケンスにおいては解析コード M A A P の評価結果の方が N U R E G - 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 C s - 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。

(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3.2.1.2-4図から第3.2.1.2-6図に、燃料最高温度の推移を第3.2.1.2-7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3.2.1.2-8図から第3.2.1.2-11図に示す。

a. 事象進展

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。

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。

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.2.1.2-8 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 6×10^5 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 3×10^3 mol 以下である。これが仮にドライウエルよりも体積の小さいサプレッション・チェンバの気相部に集中するものとしても、

そのサプレッション・チェンバでの分圧は 10kPa[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 3.2.1.2-9 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℃、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。

第 3.2.1.2-4 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 3.2.1.2-8 図及び第 3.2.1.2-9 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、「2.2.2.2 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、「3.2.4 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。

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 1.1TBq（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 1.1TBq(30 日間)及び約 1.1TBq(100 日間)であり、100TBq を下回る。

3.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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、「2.7 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，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。

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。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。

(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

3.2.1.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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、サブプレッション・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。

事故条件の起回事象は、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。

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、本評価事故シナリオでは、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、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 3.2.1.2-12 図及び第 3.2.1.2-13 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。

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。

(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。

(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 3.2.1.3-12 図から第 3.2.1.3-14 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。

(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。

3.2.1.2.4 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「3.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、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、「3.5.1(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。

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。

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。

3.2.1.2.5 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 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 3.2.1.2-1 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) (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* 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 3.2.1.2-1 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）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
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）*
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 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 3.2.1.2-1 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	計装設備
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。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※	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	残留熱代替系原子炉注水流量 残留熱代替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) サプレッション・チェンバ圧力 (SA) サプレッション・プールの水温度 (SA) 格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (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 (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）

第3.2.1.2-2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)

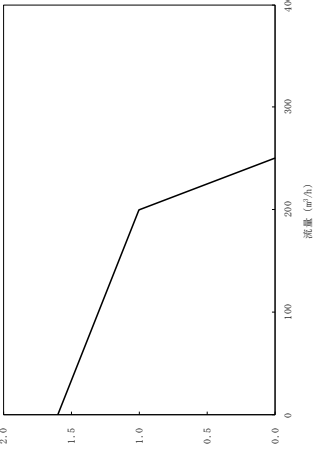
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83 cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型)は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, 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 3.2.1.2-2 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
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3.2.1.2-2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)

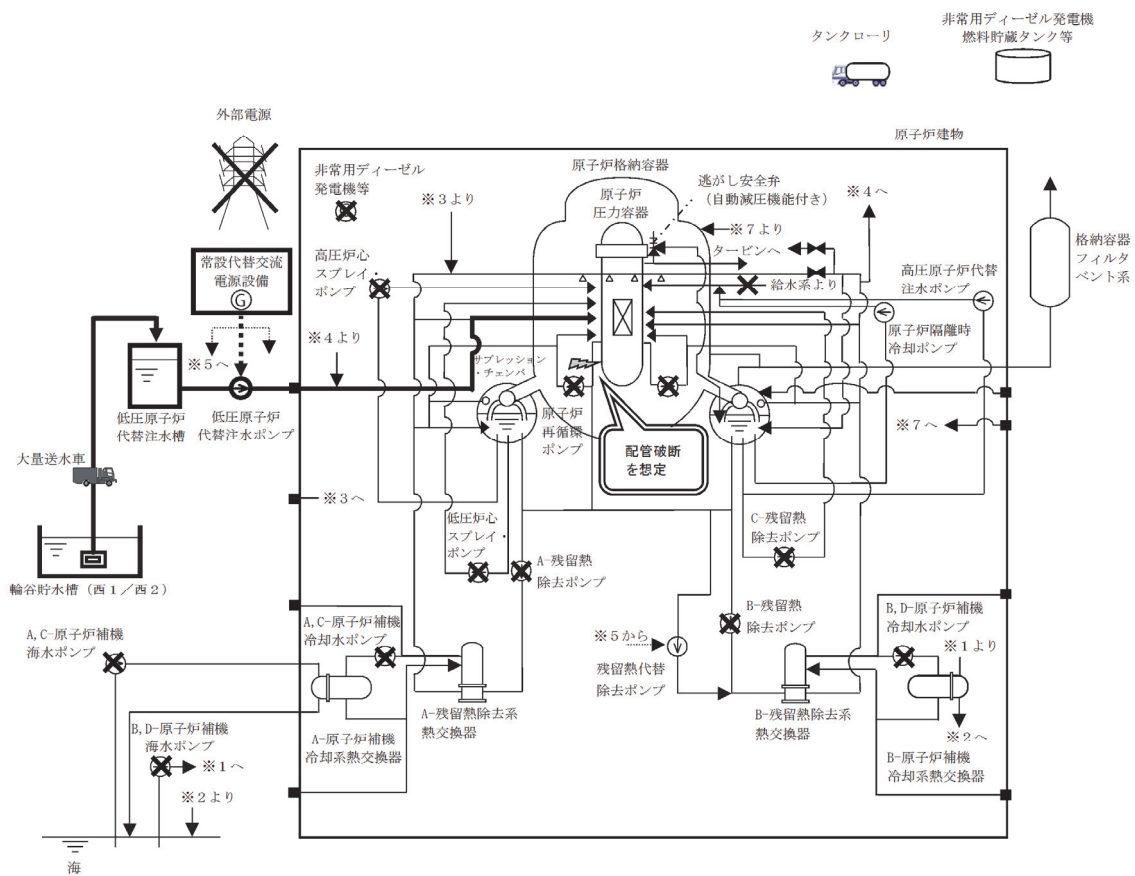
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が原子炉格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設) 最大250m ³ /hで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御		低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で150m ³ /hとし, 原子炉注水へ30m ³ /h, 格納容器スプレイへ120m 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 (サブレッション・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
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

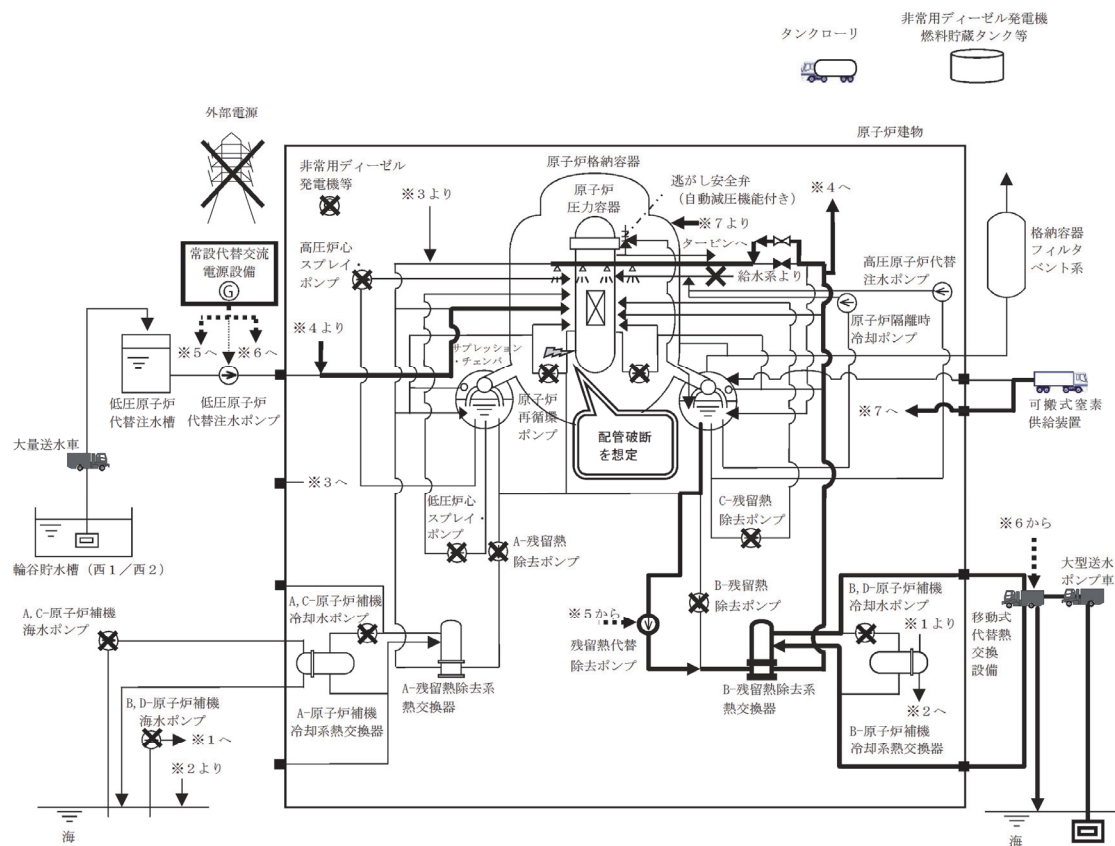
第 3.2.1.2-2 表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用する場合) (4/4)

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

重大事故等対策に関連する操作条件

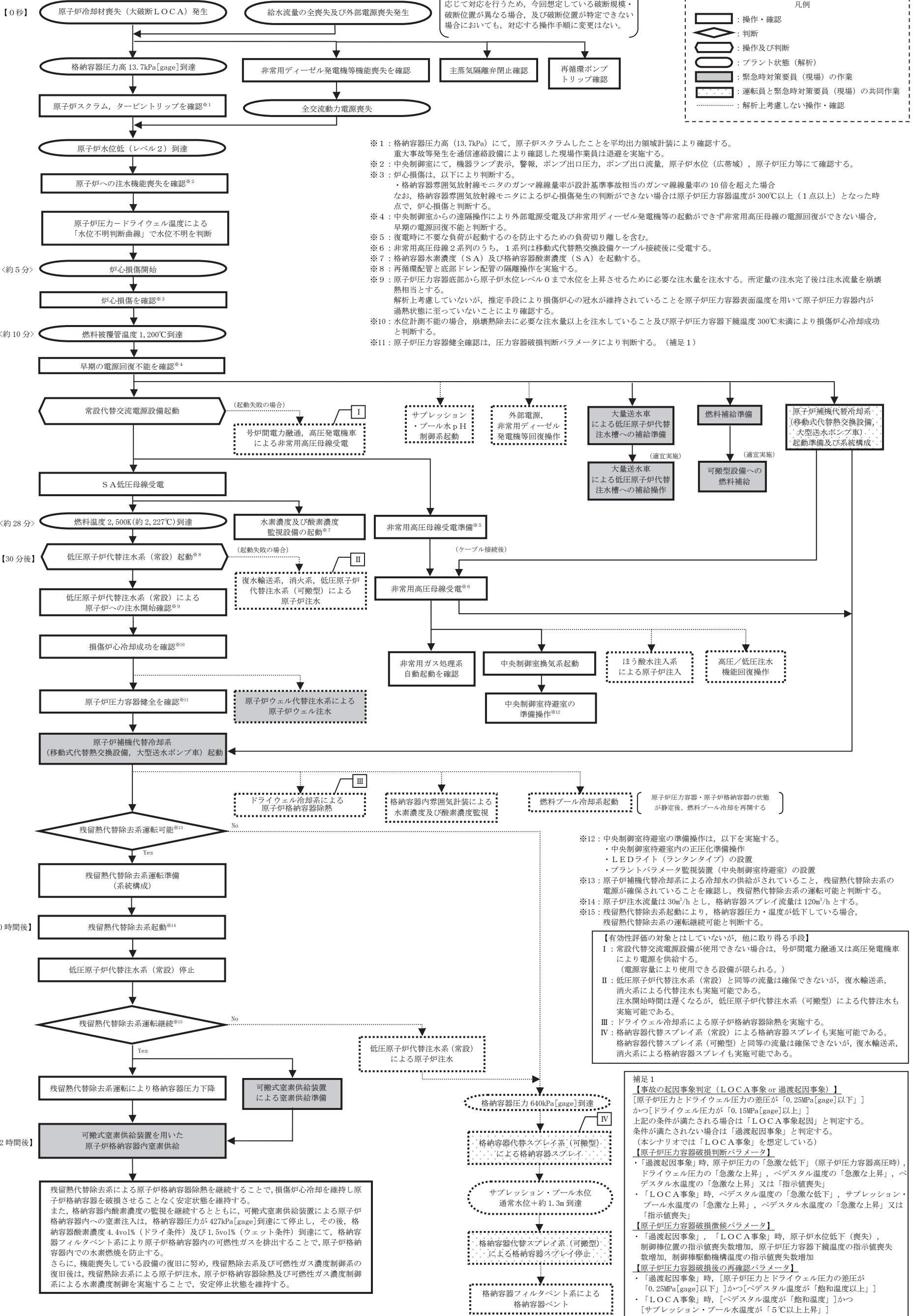


第3.2.1.2-1図(1) 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用する場合)(原子炉注水)

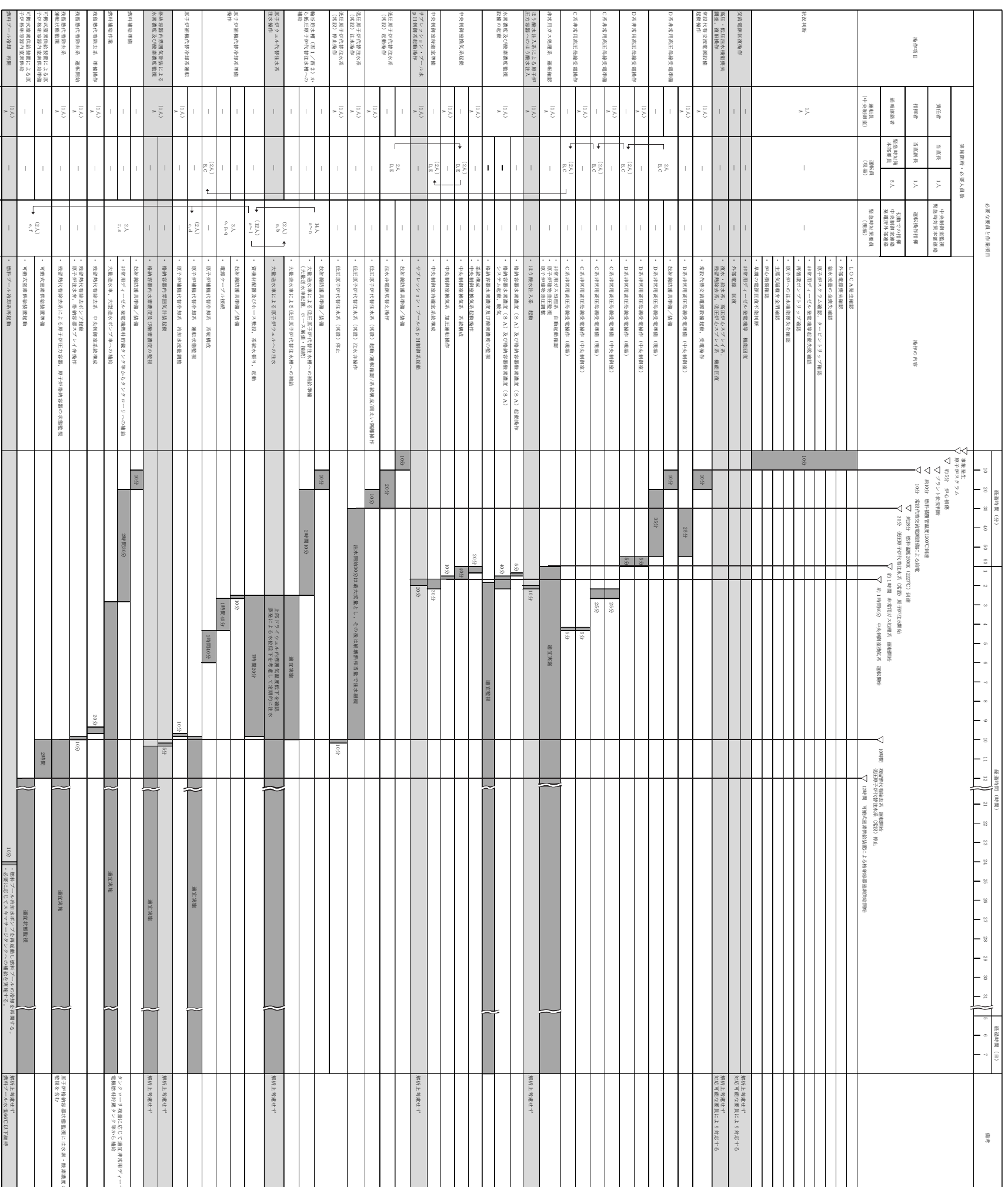


第3.2.1.2-1図(2) 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用する場合)(原子炉格納容器除熱及び可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内窒素供給)

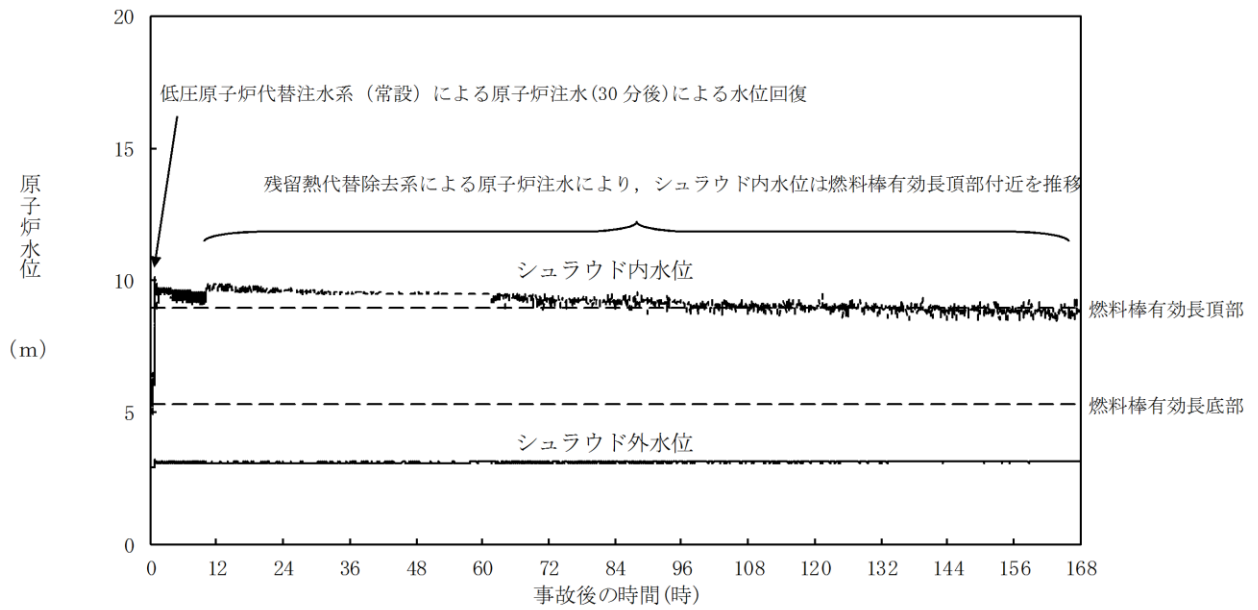
【 】：時刻（解析条件）
< >：時刻（解析結果）



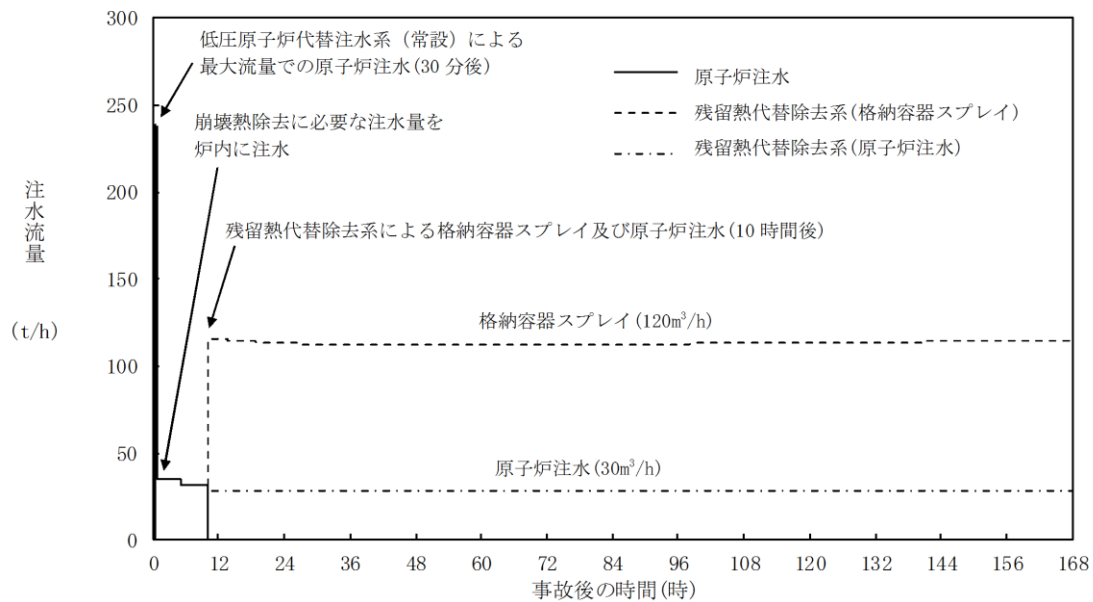
第3.2.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要
（残留熱代替除去系を使用する場合）



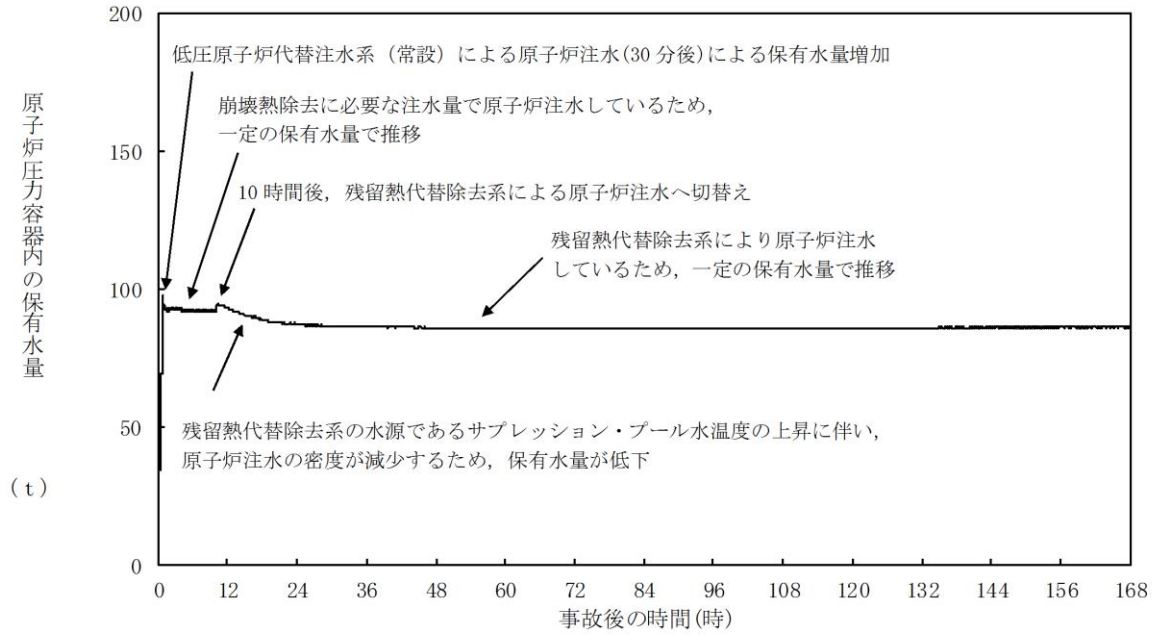
第 3.2.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の作業と所要時間（残留熱代替除去系を使用する場合）



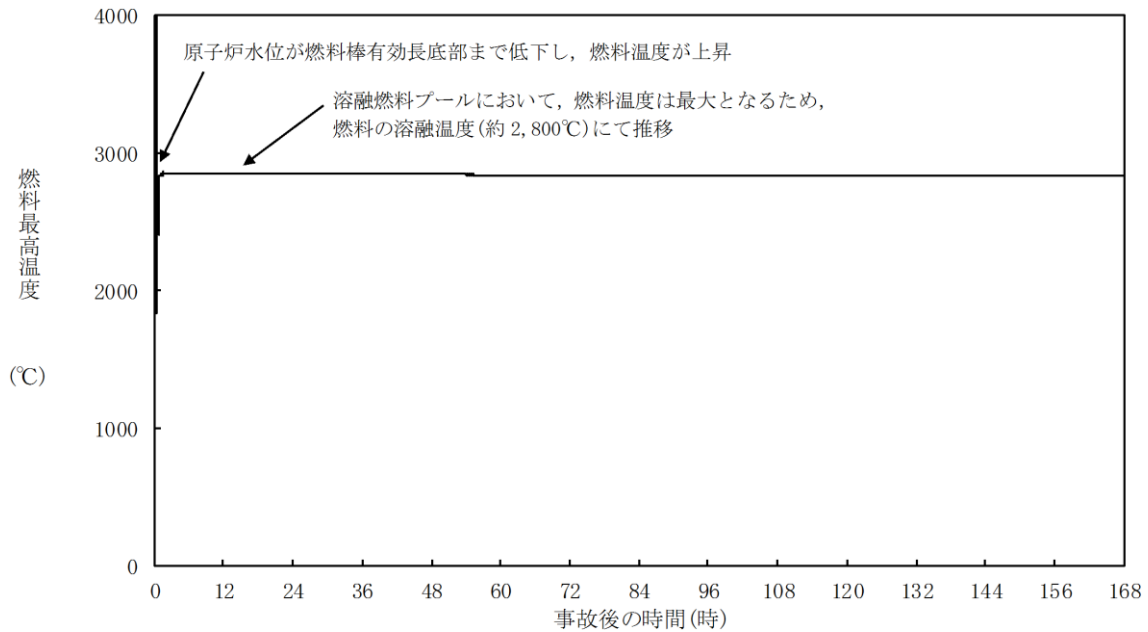
第3.2.1.2-4図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



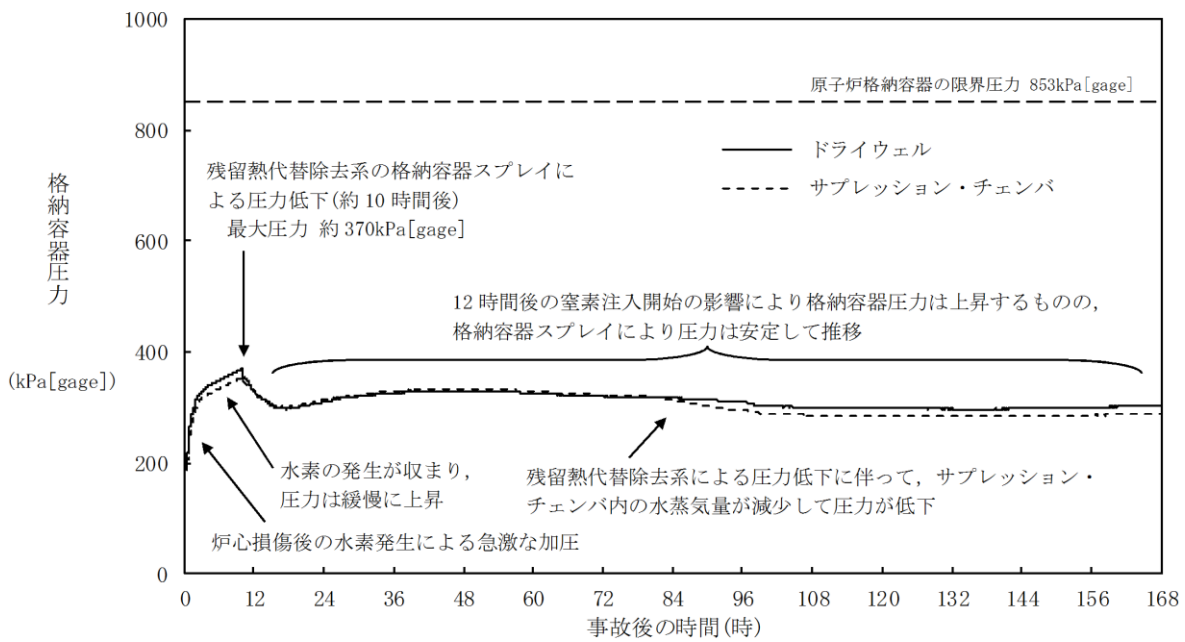
第3.2.1.2-5図 注水流量の推移



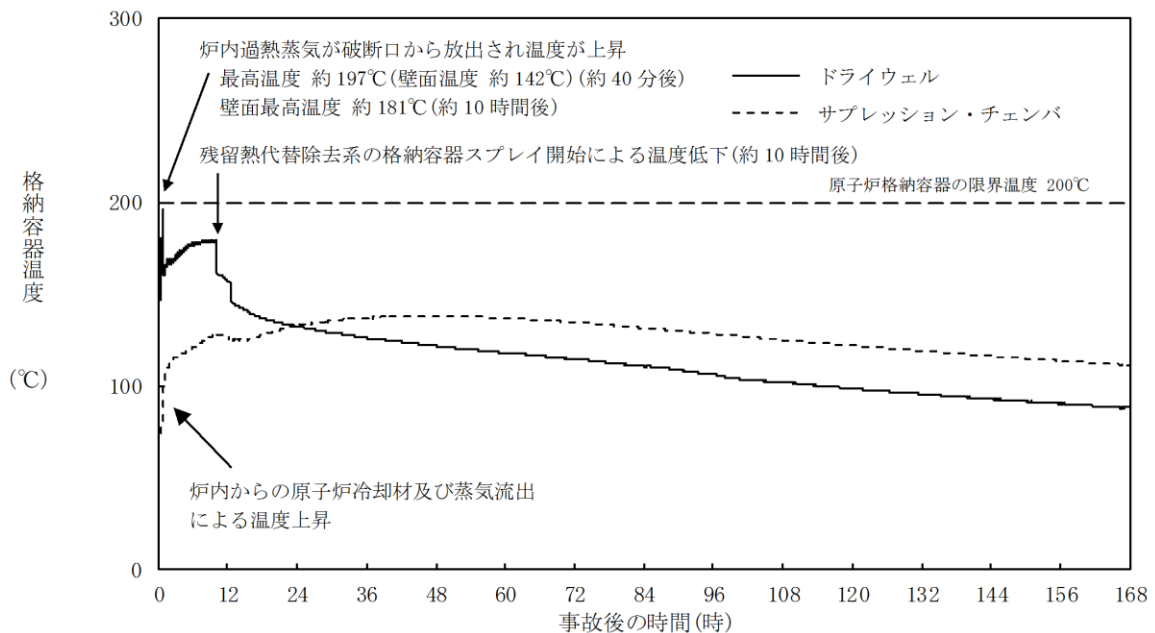
第3. 2. 1. 2-6図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



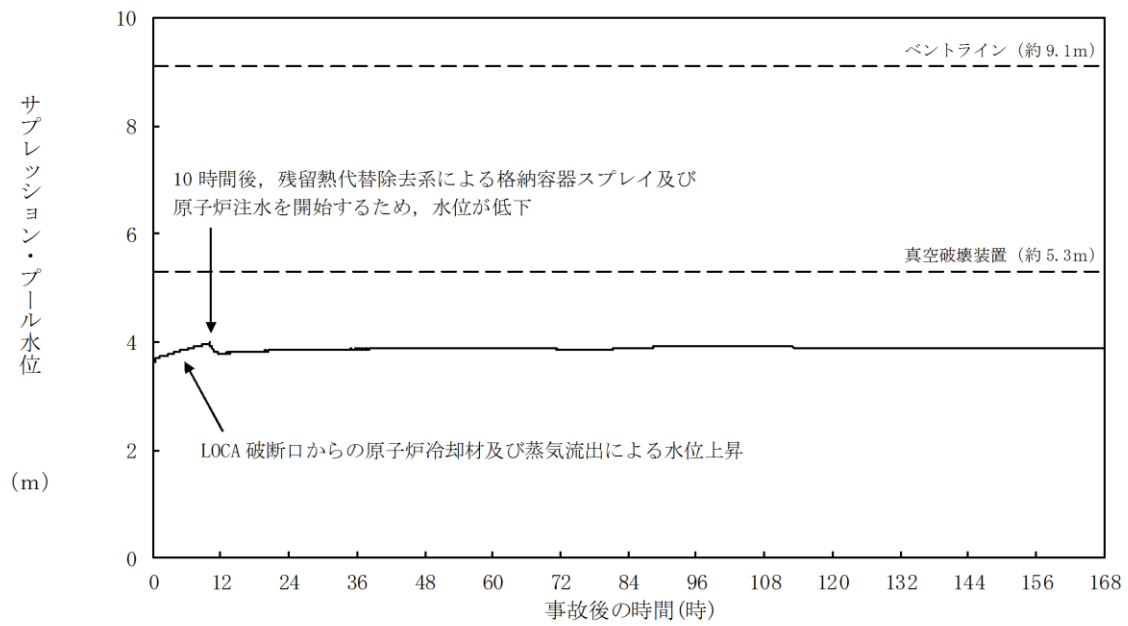
第3. 2. 1. 2-7図 燃料最高温度の推移



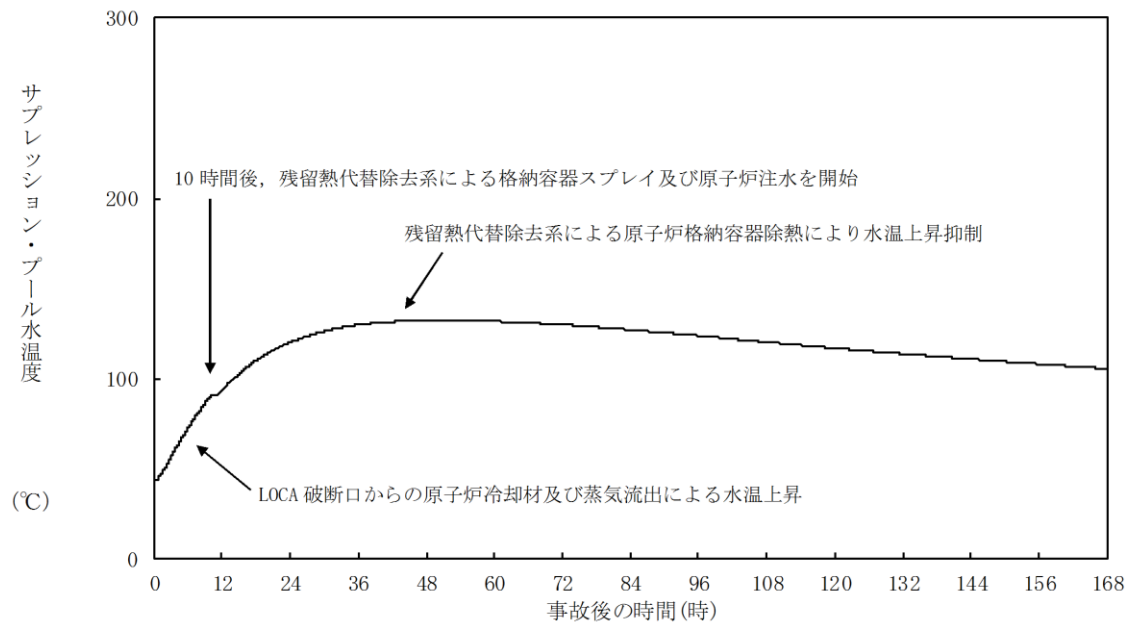
第3.2.1.2-8図 格納容器圧力の推移



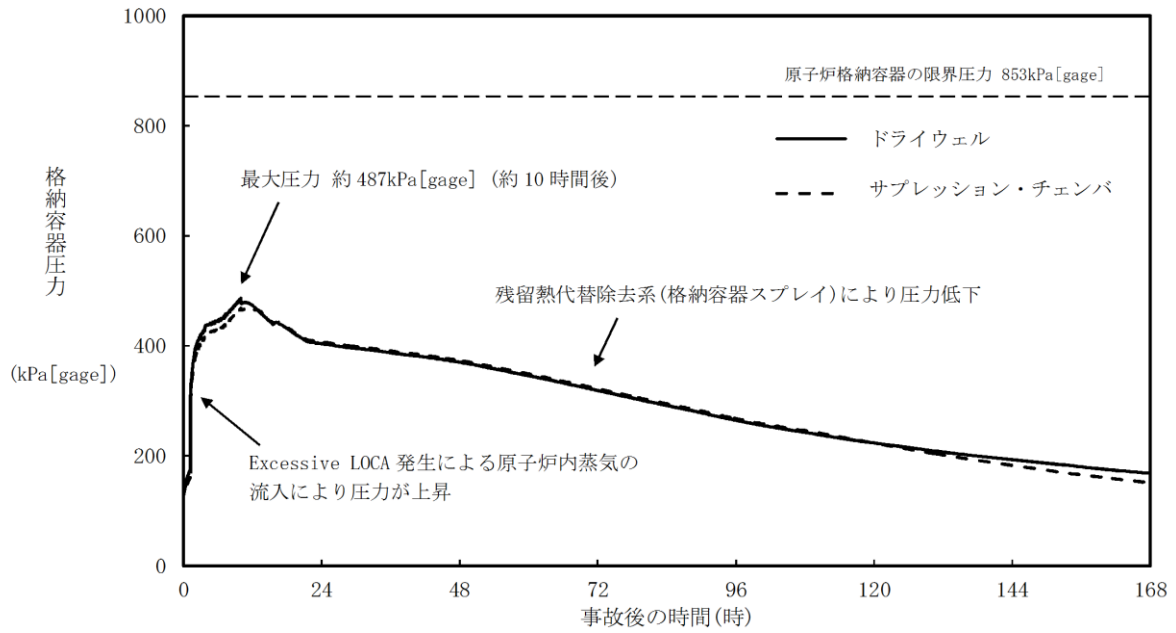
第3.2.1.2-9図 格納容器温度の推移



第3.2.1.2-10図 サプレッション・プール水位の推移

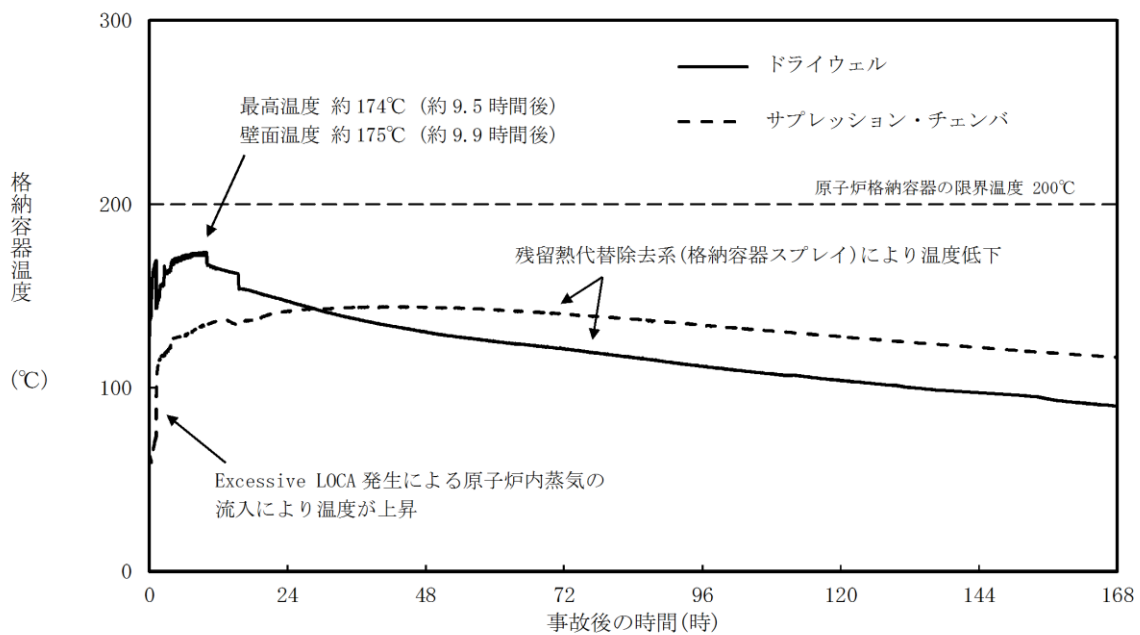


第3.2.1.2-11図 サプレッション・プール水温度の推移



第3.2.1.2-12図 格納容器圧力の推移

(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)



第3.2.1.2-13図 格納容器温度の推移

(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)

3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合

3.2.1.3.1 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 3.2.1.3-1 図(1)から第 3.2.1.3-1 図(3)に、対応手順の概要を第 3.2.1.3-2 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 3.2.1.3-1 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 3.2.1.3-3 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、「3.2.1.2.1(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、「3.2.1.2.1(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、「3.2.1.2.1(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、「3.2.1.2.1(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、「3.2.1.2.1(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プレッション・プール水位が上昇するため、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、FCVS排気ラインドレン排出弁を現場操作により閉する。

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、ドライウェル圧力（S A）等である。

サプレッション・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。

3.2.1.3.2 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、「2.2 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（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M A A P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3.2.1.3-2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L O C A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。

(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M A A P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、120m³/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、「2.3.5 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. 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。

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 3.2.1.3-4 図から第 3.2.1.3-6 図に、燃料最高温度の推移を第 3.2.1.3-7 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 3.2.1.3-8 図から第 3.2.1.3-11 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、原子炉压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。

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 3.2.1.3-8 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 3.2.1.3-9 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經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經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經由した格納

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、サブプレッション・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。ドライウェ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ェ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。

第 3.2.1.3-4 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 3.2.1.3-8 図に示すとおり、約 32 時間後にサブプレッション・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、「2.2.2.2 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。

3.2.1.3.3 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，「2.7 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。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 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，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，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，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 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 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。

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）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

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經由した場合は約 2.1×10^{-3} TBq (7日間)、ドライウエルのベントラインを經由した場合は約3.4TBq (7日間)であり、評価項目に対して余裕がある。

(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3.2.1.3-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられら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。

(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 3.2.1.2-12 図及び第 3.2.1.2-13 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。

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。

(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。

(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 3.2.1.3-12 図から第 3.2.1.3-14 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。

(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。

3.2.1.3.4 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「3.2.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「3.5.2

重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員，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，「3.5.1(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。

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。

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。

3.2.1.3.5 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3.2.1.3-1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*	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* 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うちに、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3.2.1.3-1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）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬型設備	計装設備
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 (ドライウエル) * 格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・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L0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(SA) 原子炉圧力* 原子炉水位(SA) 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(SA)
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(SA) 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）

第3.2.1.3-1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	計装設備
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	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ス系（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ス系（可搬型）による格納容器スプレイスを停止する。	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	ドライウエル温度（SA） ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA） 格納容器代替スプレイス流量 サブプレッション・プール水位（SA）
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	—	ドライウエル圧力（SA） サブプレッション・チェンバ圧力（SA） サブプレッション・プール水位（SA） スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）

※：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）

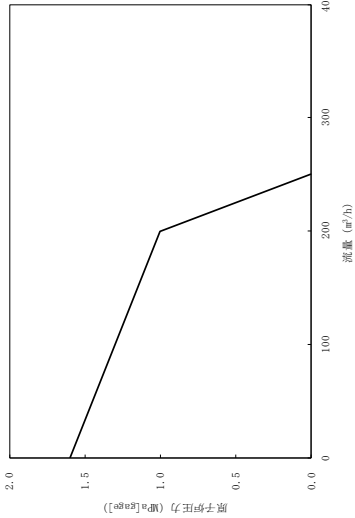
第3.2.1.3-2表 主要解析条件 (雰囲気/圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

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	$35.6 \times 10^3 \text{ t/h}$	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 (サブプレッジョン・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブプレッジョン・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-サブプレッジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定
サブプレッジョン・プール水温度	35℃	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
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3.2.1.3-2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
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

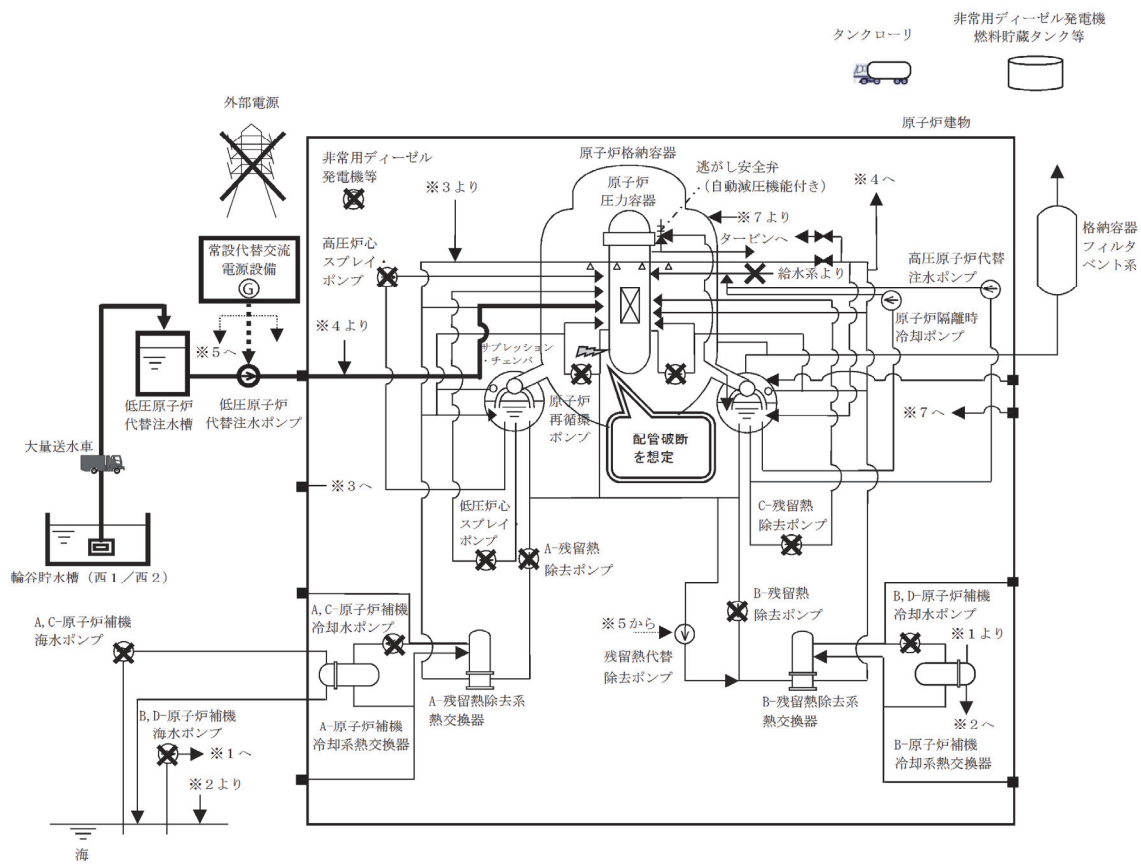
第3.2.1.3-2表 主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
(残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

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) 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
格納容器フィルタベント系	格納容器圧力 427kPa[Lgage]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	格納容器フィルタベント系の設計値として設定

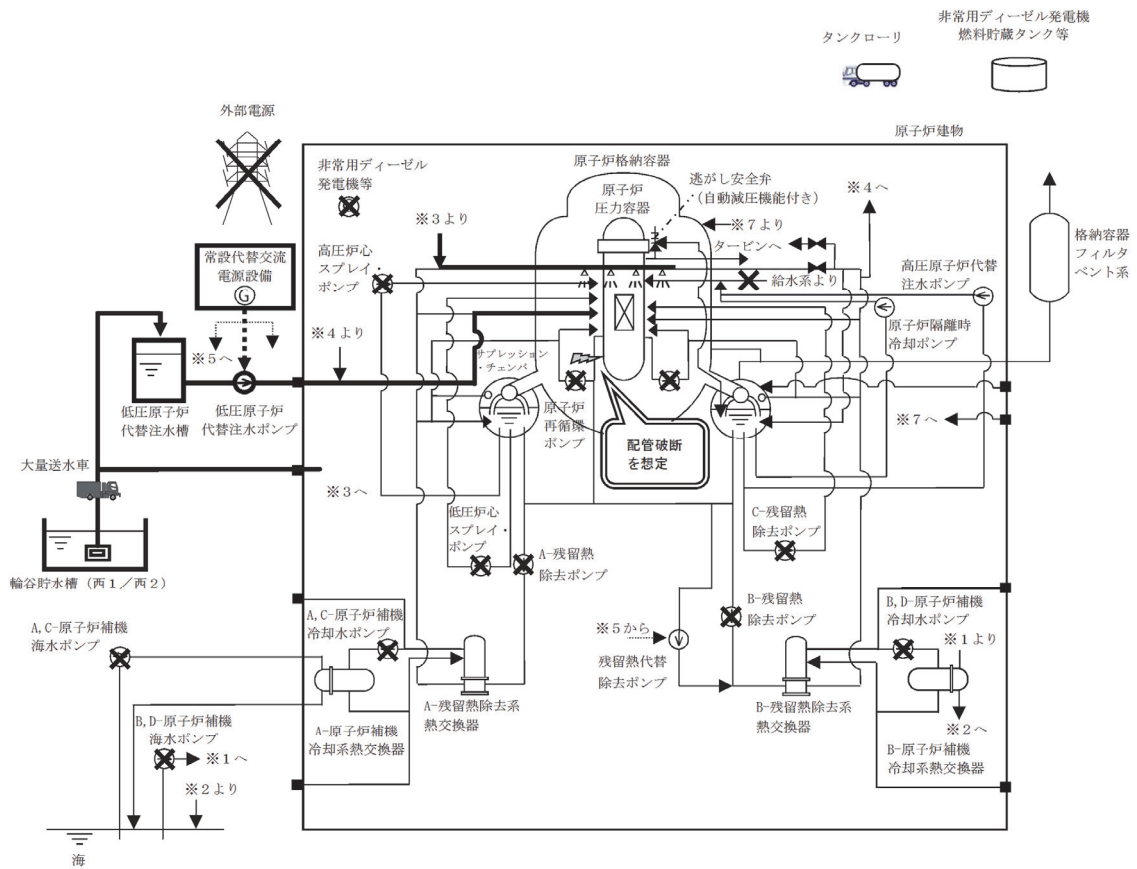
重大事故等対策に関連する機器条件

第 3.2.1.3-2 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)

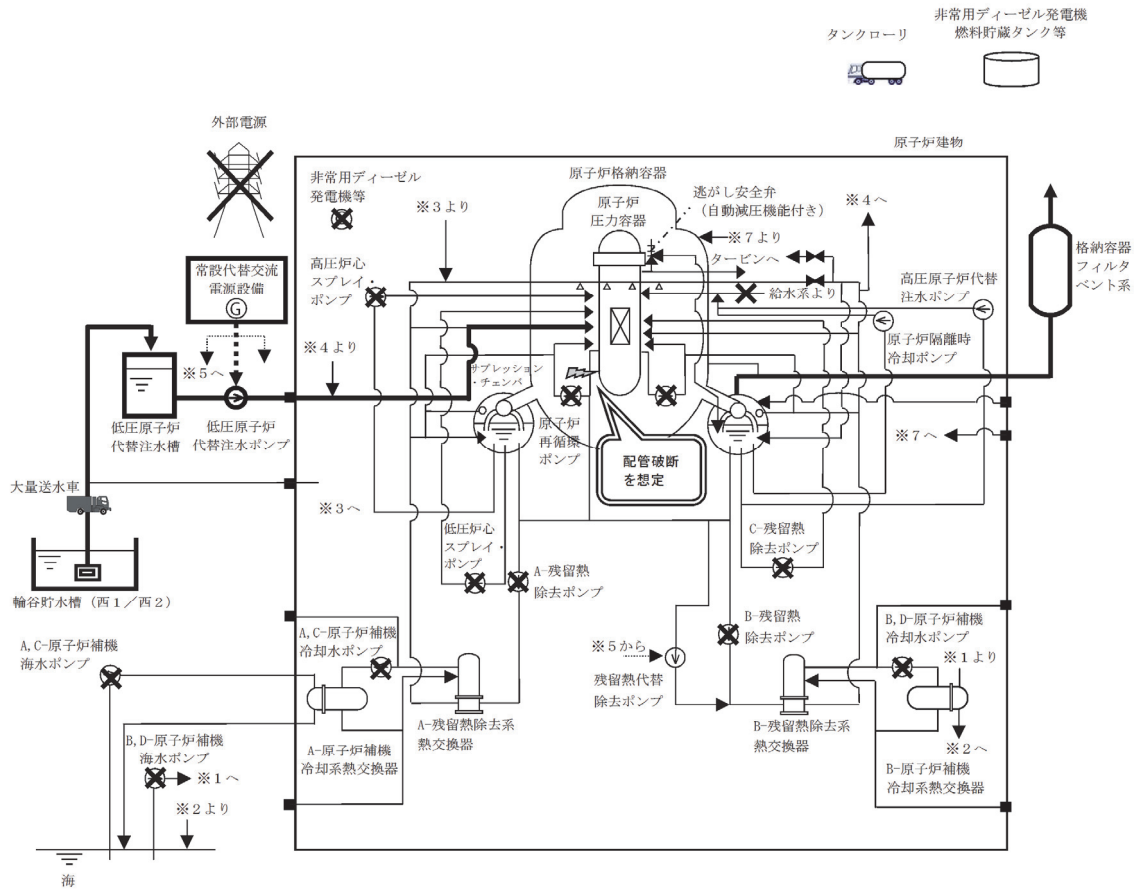
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	事象発生から 30 分後	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力 640kPa [gage] 到達時 640~588kPa [gage] の範囲で維持	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位 + 約 1.3m (真空破壊装置下端 0.45m)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



第3.2.1.3-1図(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3.2.1.3-1図(2) 「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)

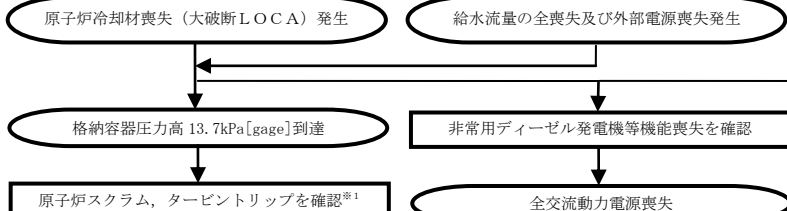


第3.2.1.3-1図(3) 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策の概略系統図(残留熱代替除去系を使用しない場合)(原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

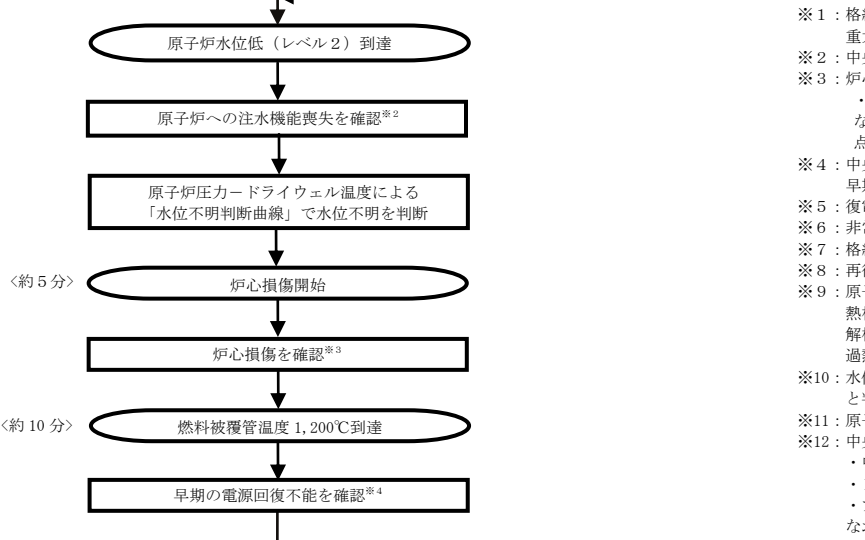
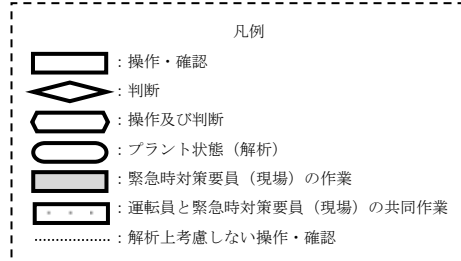
【 】：時刻（解析条件）

< >：時刻（解析結果）

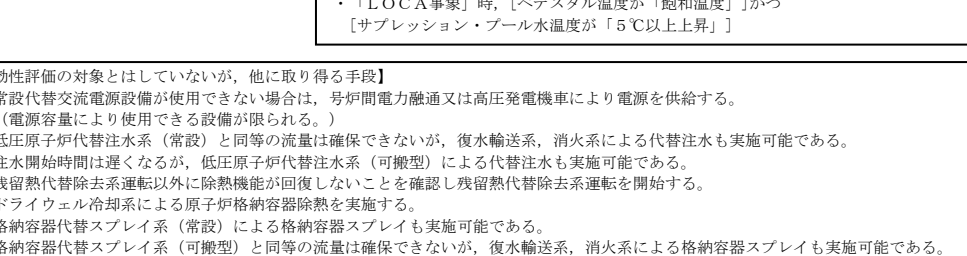
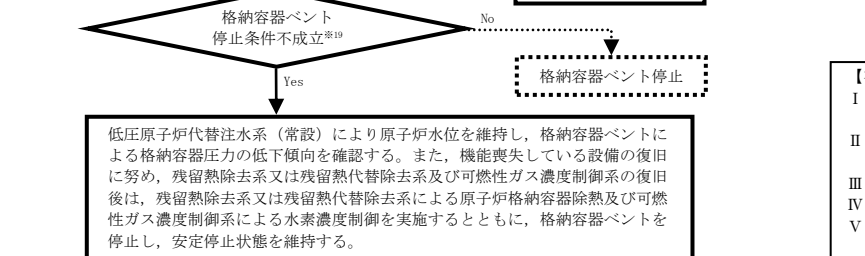
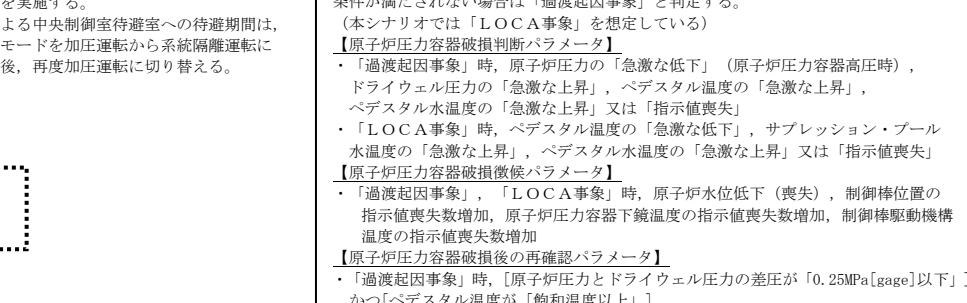
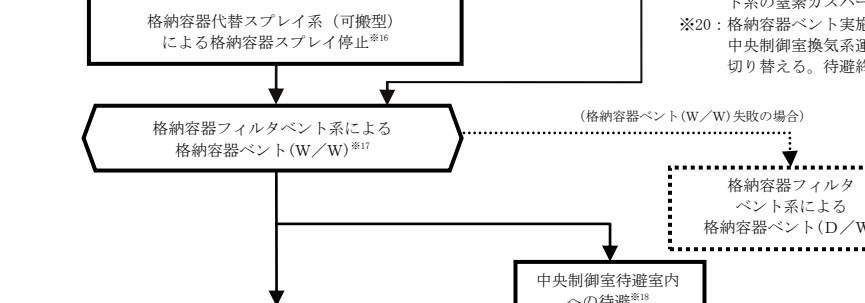
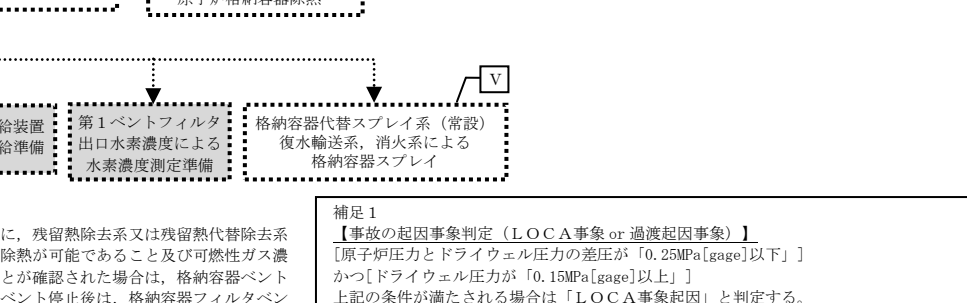
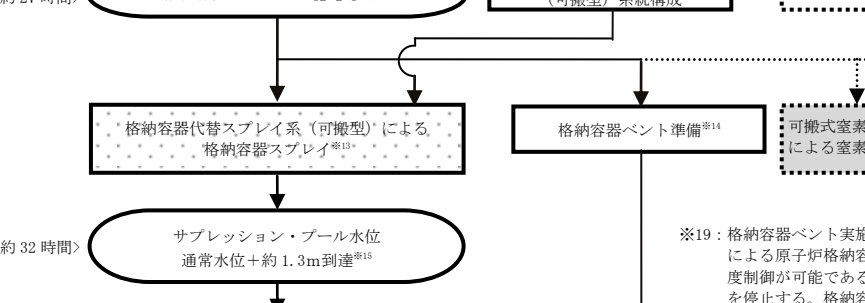
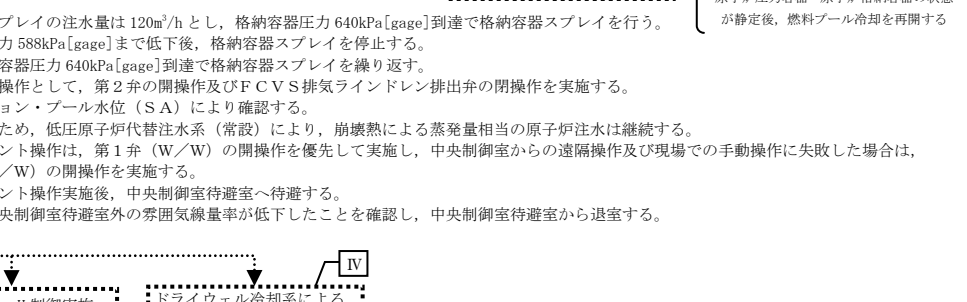
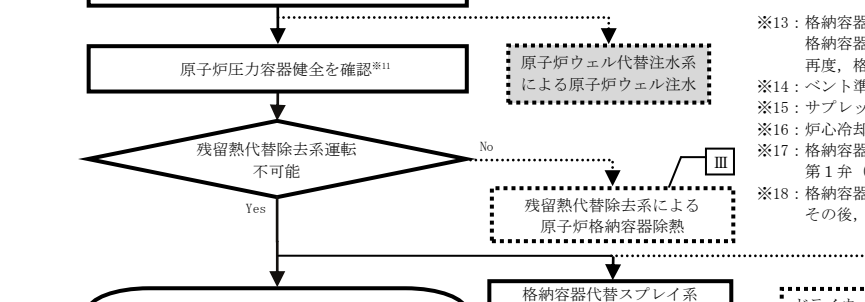
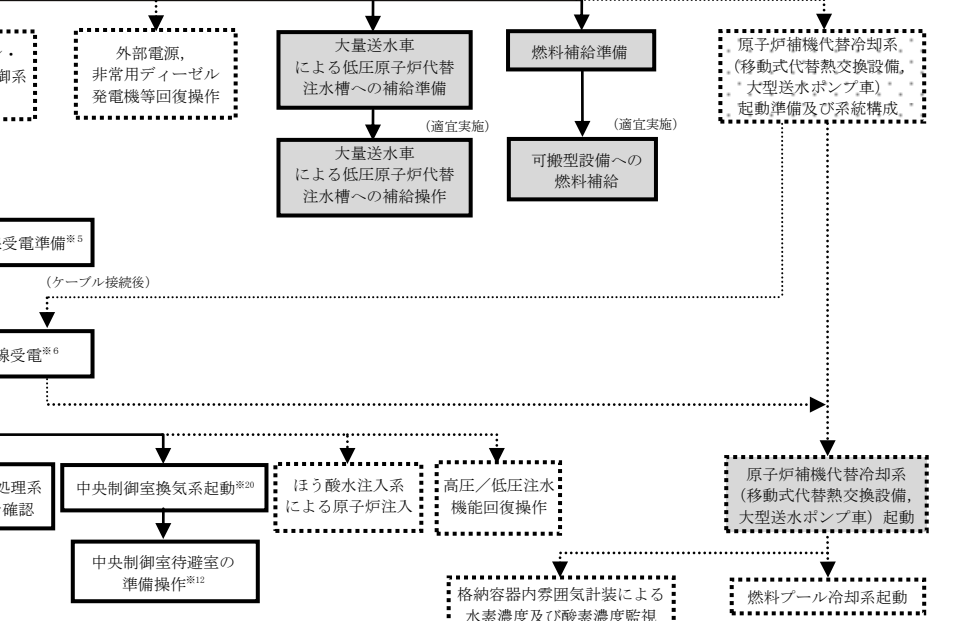
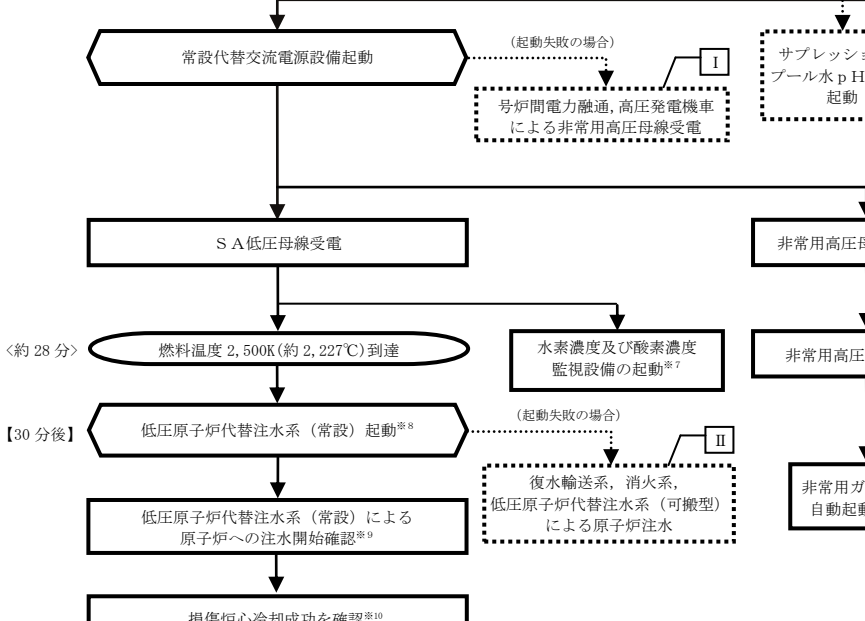
【0秒】



対応操作は、原子炉水位・格納容器圧力等の徴候に応じて対応を行うため、今回想定している破断規模・破断位置が異なる場合、及び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。



- ※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領域計装により確認する。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。
- ※2：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※3：炉心損傷は、以下により判断する。
・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相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合
・なお、格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷発生時の判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上（1点以上）となった時点で、炉心損傷と判断する。
- ※4：中央制御室からの遠隔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。
- ※5：復電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）を起動する。
- ※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崩壊熱相当とする。
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。
- ※10：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。
- ※11：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）
- ※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（ランタンタイプ）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
なお、中央制御室待避室内の正圧化は、格納容器ベントを実施する約20分前に開始する。



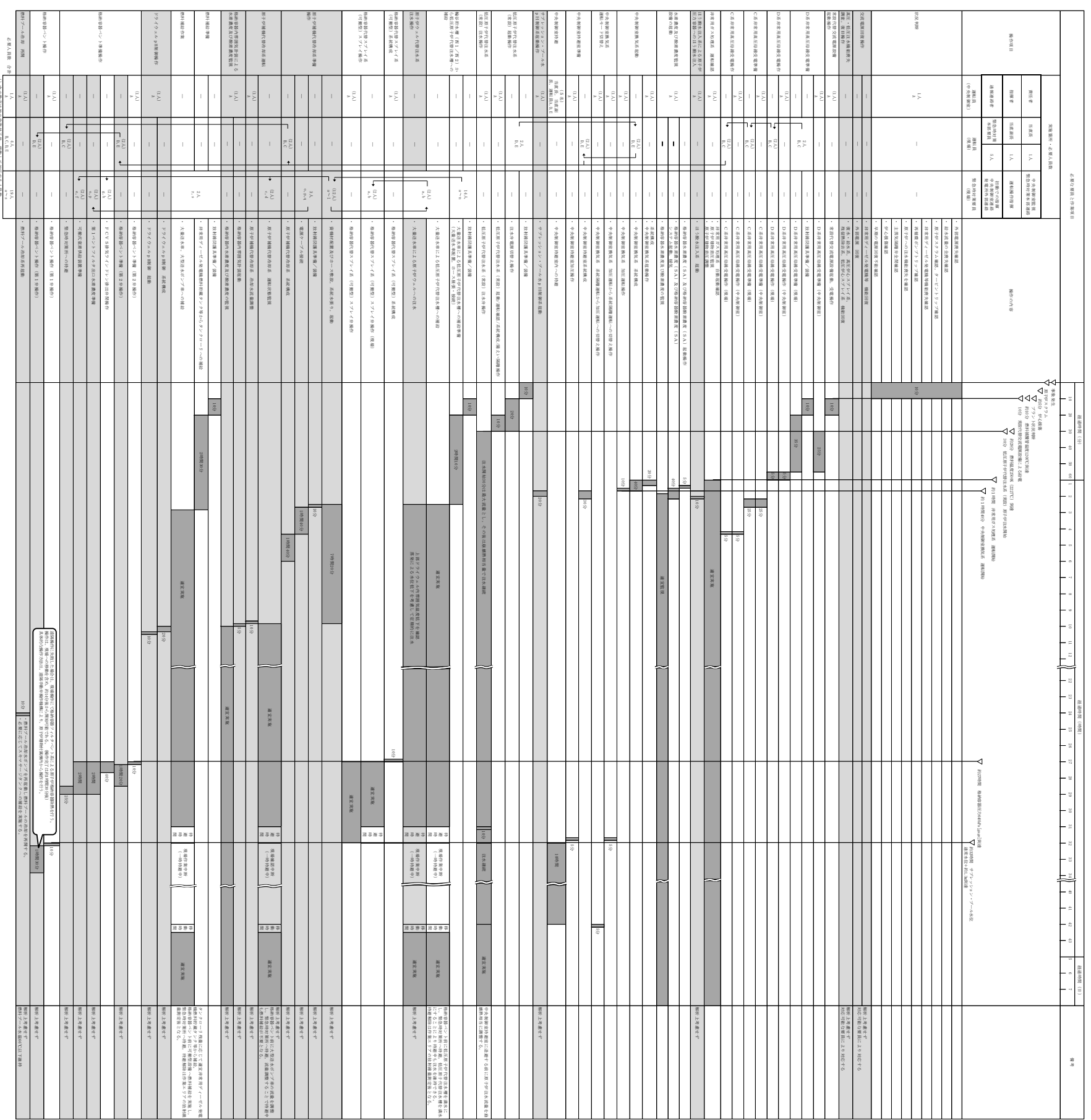
- ※13：格納容器スプレーの注水量は120m³/hとし、格納容器圧力640kPa[gage]到達で格納容器スプレーを行う。格納容器圧力588kPa[gage]まで低下後、格納容器スプレーを停止する。再度、格納容器圧力640kPa[gage]到達で格納容器スプレーを繰り返す。
- ※14：ベント準備操作として、第2弁の開操作及びFCVS排気ラインドレン排出弁の開操作を実施する。
- ※15：サブプレッション・プール水位（SA）により確認する。
- ※16：炉心冷却のため、低圧原子炉代替注水系（常設）により、崩壊熱による蒸発量相当の原子炉注水は継続する。
- ※17：格納容器ベント操作は、第1弁（W/W）の開操作を優先して実施し、中央制御室からの遠隔操作及び現場での手動操作に失敗した場合は、第1弁（D/W）の開操作を実施する。
- ※18：格納容器ベント操作実施後、中央制御室待避室へ待避する。その後、中央制御室待避室外の雰囲気線量率が低下したことを確認し、中央制御室待避室から退室する。

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エル圧力の差圧が「0.25MPa[gage]以下」]かつ[ドライウエル圧力が「0.15MPa[gage]以上」]
上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起因」と判定する。
条件が満たされない場合は「過渡起因事象」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）、ドライウエル圧力の「急激な上昇」、ベDESTAL温度の「急激な上昇」、ベDESTAL水温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」
・「LOCA事象」時、ベDESTAL温度の「急激な低下」、サブプレッション・プール水温度の「急激な上昇」、ベDESTAL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確認パラメータ】
・「過渡起因事象」時、[原子炉圧力とドライウエル圧力の差圧が「0.25MPa[gage]以下」]かつ[ベDESTAL温度が「飽和温度以上」]
・「LOCA事象」時、[ベDESTAL温度が「飽和温度」]かつ[サブプレッション・プール水温度が「5℃以上上昇」]

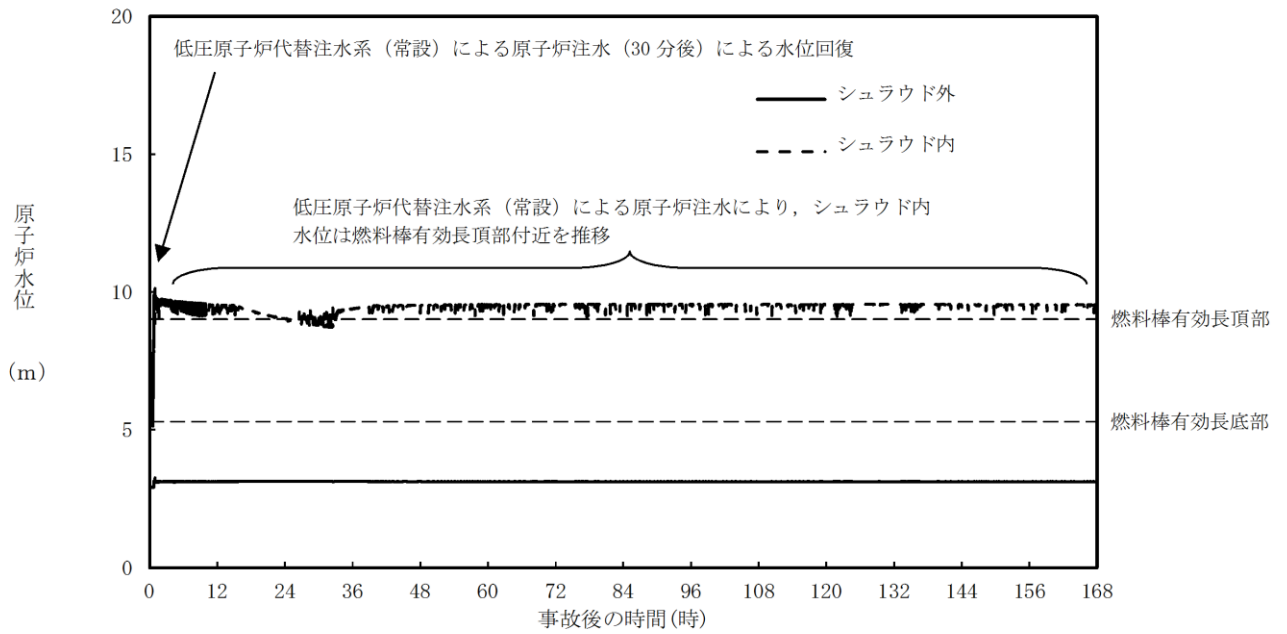
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】
I：常設代替交流電源設備が使用できない場合は、号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。（電源容量により使用できる設備に限られる。）
II：低圧原子炉代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。
III：残留熱代替除去系又は残留熱代替除去系及び可燃性ガス濃度制御系の復旧後は、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱及び可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御を実施するとともに、格納容器ベントを停止し、安定停止状態を維持する。
IV：ドライウエル冷却系による原子炉格納容器除熱を実施する。
V：格納容器代替スプレー系（常設）による格納容器スプレーも実施可能である。格納容器代替スプレー系（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ーも実施可能である。

第3.2.1.3-2 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しない場合）

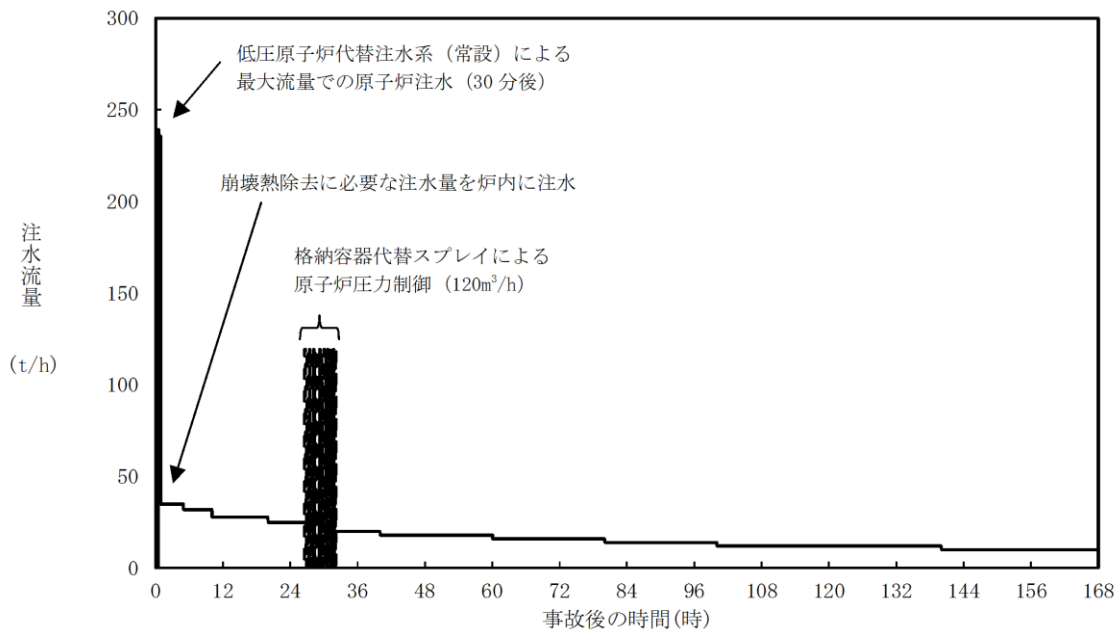
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (保持時間短圧・過温期間) (内訳静的負荷と温度による静的負荷)



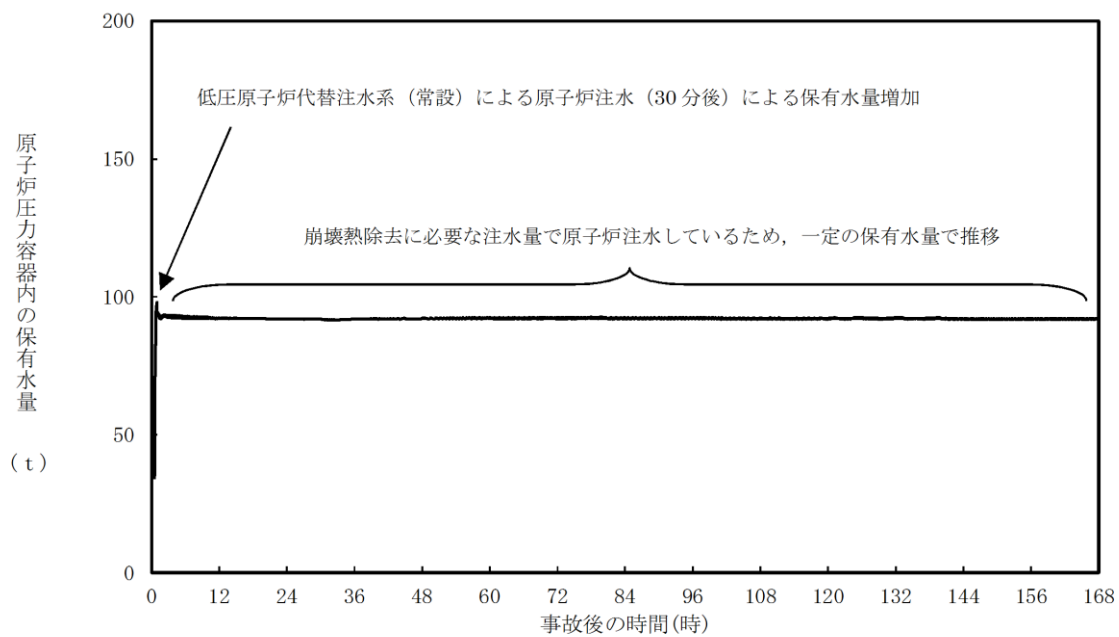
第3.2.1.3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間 (残留熱代替除去系を使用しない場合)



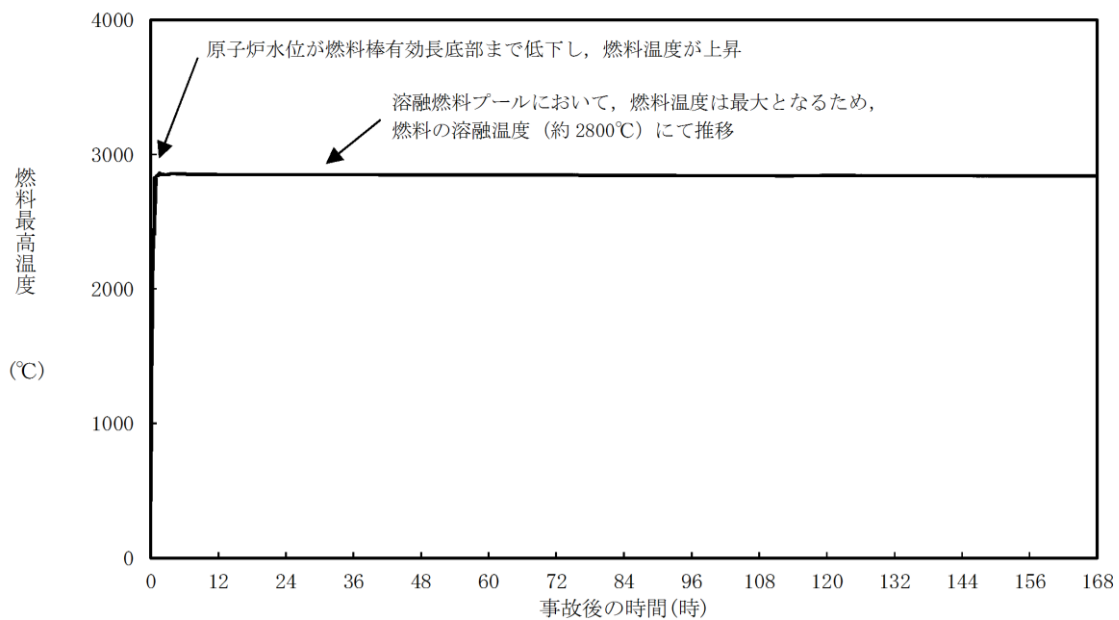
第3.2.1.3-4図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



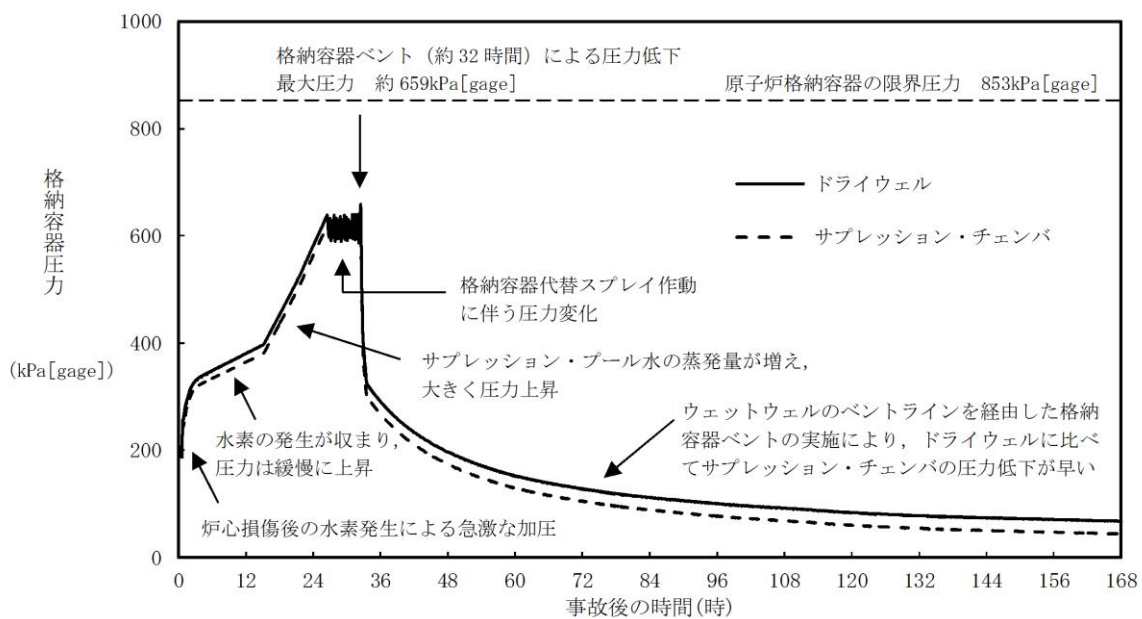
第3.2.1.3-5図 注水流量の推移



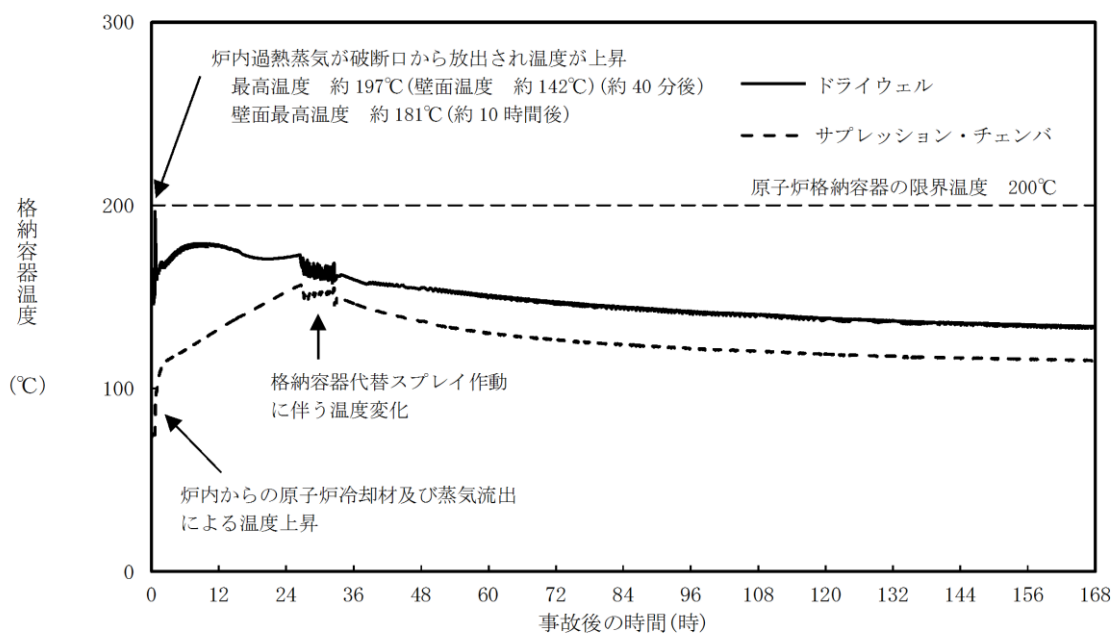
第3.2.1.3-6図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



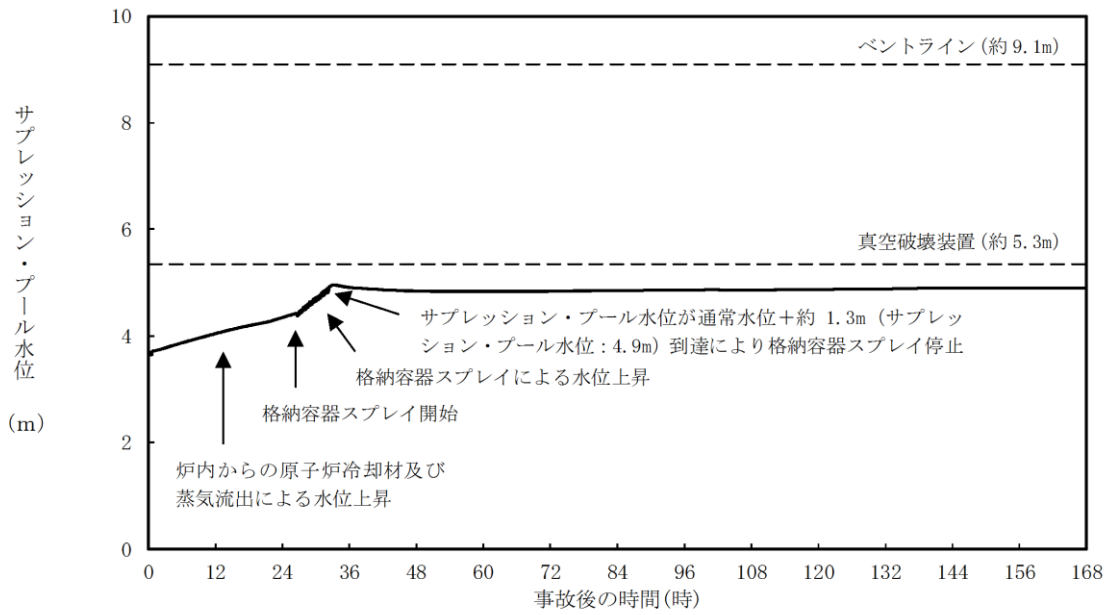
第3.2.1.3-7図 燃料最高温度の推移



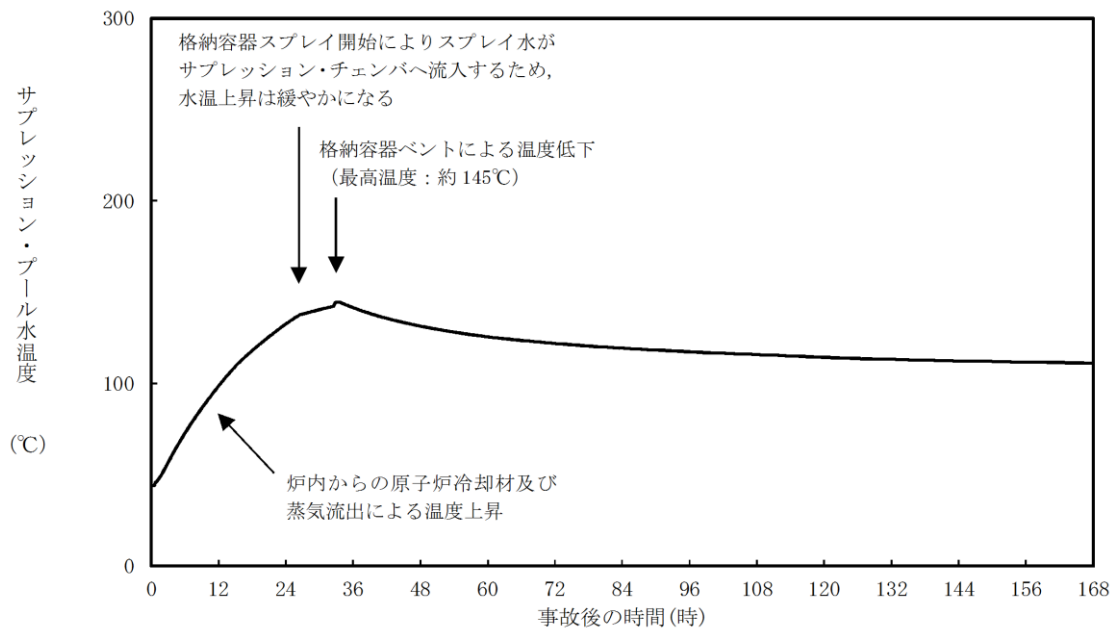
第3.2.1.3-8図 格納容器圧力の推移



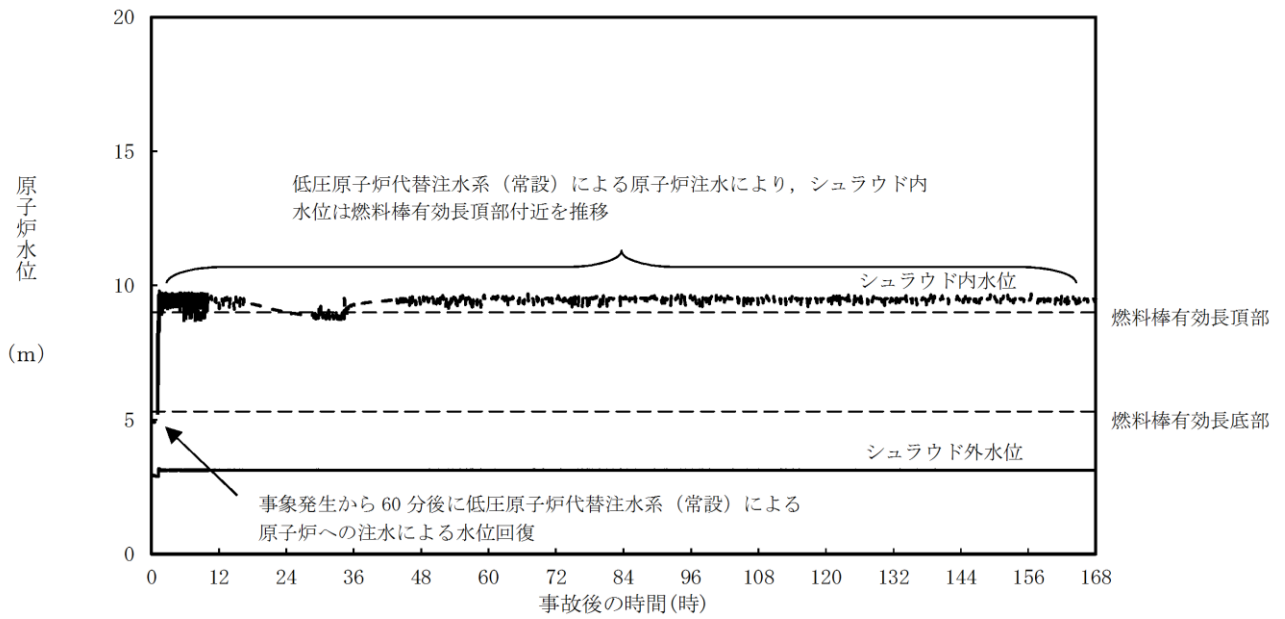
第3.2.1.3-9図 格納容器温度の推移



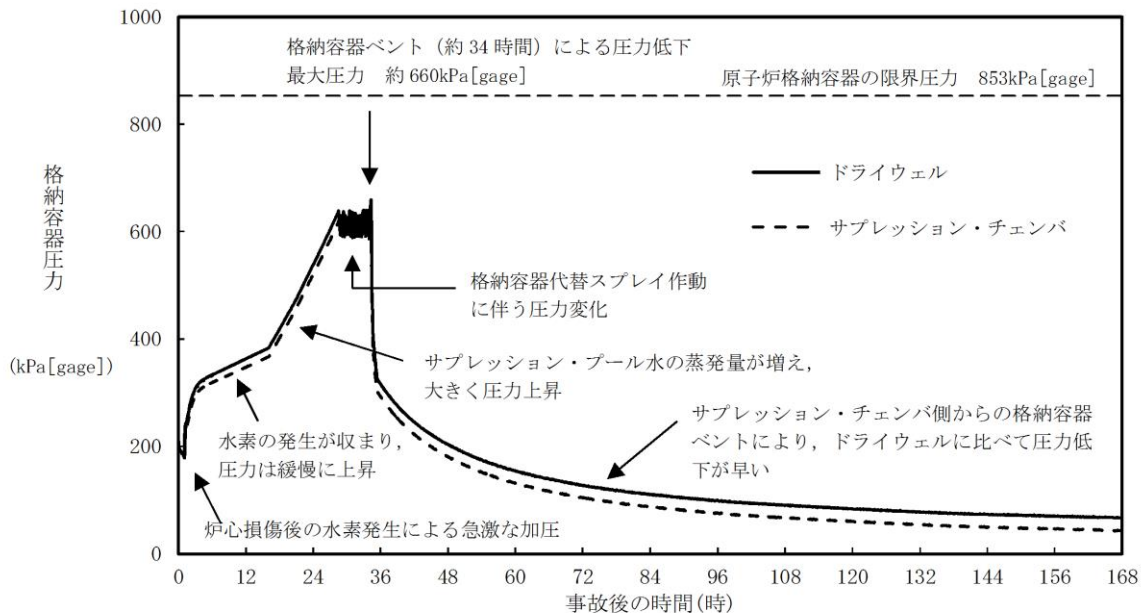
第3.2.1.3-10図 サプレッション・プール水位の推移



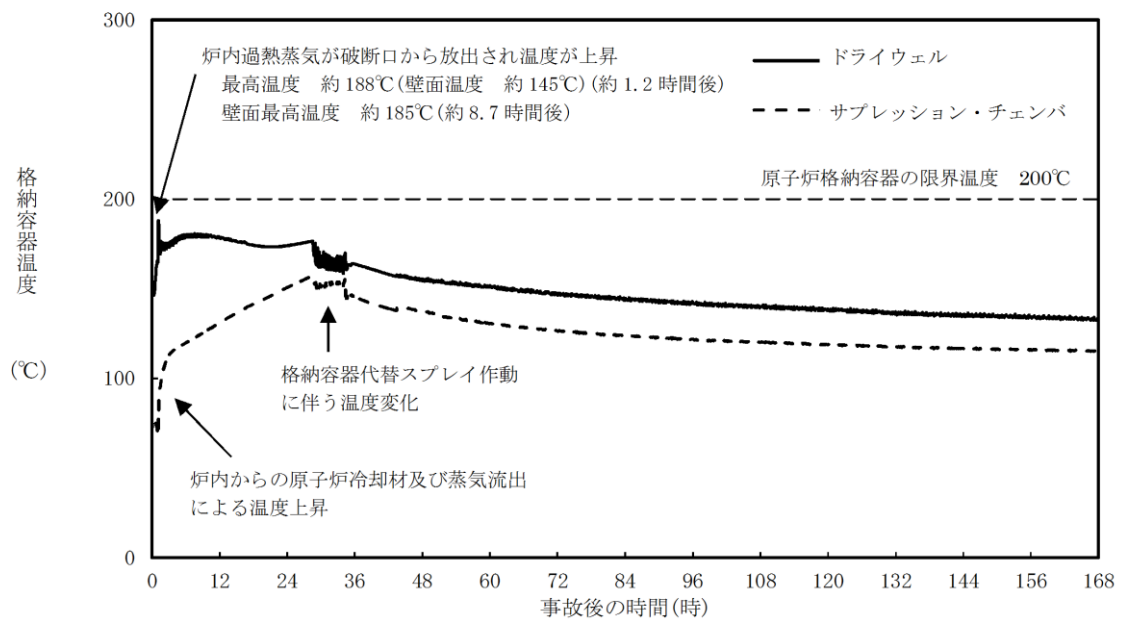
第3.2.1.3-11図 サプレッション・プール水温度の推移



第3. 2. 1. 3-12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. 2. 1. 3-13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. 2. 1. 3-14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

3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.2.2.1 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、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，T Q U X，長期T B，T B U及びT B D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、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「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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 3.2.2-1 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 3.2.2-1 図(1)から第 3.2.2-1 図(4)に、対応手順の概要を第 3.2.2-2 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 3.2.2-1 図(1)及び第 3.2.2-1 図(2)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 3.2.2-3 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，ドライウェ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デスタル水位である。

※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デスタル水温度等を継続監視する。

ペデスタル水温度の急激な上昇又は指示値喪失、原子炉圧力の急激な低下、ドライウエ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エル圧力の差圧が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、ペデスタル水温度（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

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（S

A) 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（S A）である。

3.2.2.2 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、「2.2 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T Q U X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＋D C H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、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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での破損に至る事故シーケンスを選定する必要があることから、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「3.1.2 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、「3.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.2.5 溶融炉心・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、「3.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.2.5 溶融炉心・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は高圧溶融物放出／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， 高压溶融物放出／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「高压溶融物放出／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3.2.2-2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ブ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「3.2.4 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「3.2.5 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 $120\text{m}^3/\text{h}$ 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、溶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、「2.3.5 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℃に到達したことを確認して開始し、ペDESTAL 水位が 2.4m（注水量約 225m³）に到達したことを確認した場合に停止する。

(c) 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（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（C s -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 M A A P の評価結果の方が N U R E G -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 C s -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) 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。

(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3.2.2-4図から第3.2.2-9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 $120\text{m}^3/\text{h}$ 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り、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 $2.0\text{MPa}[\text{gage}]$ 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。

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、「2.2.2.2 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、「2.2.2.2 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「3.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「3.2.5 熔融炉心・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熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

なお、「2.2.2.2 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「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、選定された評価事故シナリオに対して対策の有効性を確認しているが、熔融炉心が原子炉格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「2.2.2.2 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、「2.2.2.2 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。

3.2.2.3 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、溶

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，「2.7 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，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の評価結果の方が大きく、解析コードS A F E R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、溶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 C I（熔融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器内 F C I（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、原子炉圧力容器内 F C I 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 T M I 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。本評価

事故シーケンスでは、原子炉圧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。

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、原子炉圧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、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（溶融炉心細粒化）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溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認していることから、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。

(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3.2.2-2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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。

(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。

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。

(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。

(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。

(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。

3.2.2.4 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「3.2.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 31 名である。「3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、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、「3.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

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。

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。

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。

3.2.2.5 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、原子炉压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。

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3.2.2-1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3.2.2-1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
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。	—	—	—
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	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。	逃がし安全弁（自動減圧機能付き）※	—	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※
炉心損傷確認	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。	—	—	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（サブレシジョン・チェンバ）※

※：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3.2.2-1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
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 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA)
原子炉格納容器下部への注水	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225m ³ ）に到達した後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。	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	原子炉圧力容器温度 (SA) 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル水位
原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した場合には、原子炉圧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、ドライウエル圧力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。	—	—	原子炉圧力容器温度 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力* ドライウエル圧力 (SA) ペデスタル温度 (SA) ペデスタル水温 (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）

第3.2.2-1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
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 サブレッション・チェンバ※	残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量 ドライウェル温度（SA） ドライウェル圧力（SA） サブレッション・チェンバ圧力（SA） サブレッション・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

第3.2.2-2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）（1／4）

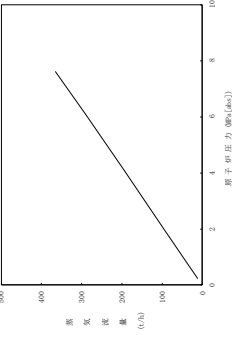
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M A A P	—
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料(A型)	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため、MOX燃料の評価は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外した値)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外した値)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

初期条件

第3.2.2-2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	内側鋼板及びびりブ鋼板は考慮しない		内側鋼板及びびりブ鋼板については、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	
		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		すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を設定	
	外部電源	全交流動力電源喪失		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リーブ破損や漏えい等	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		

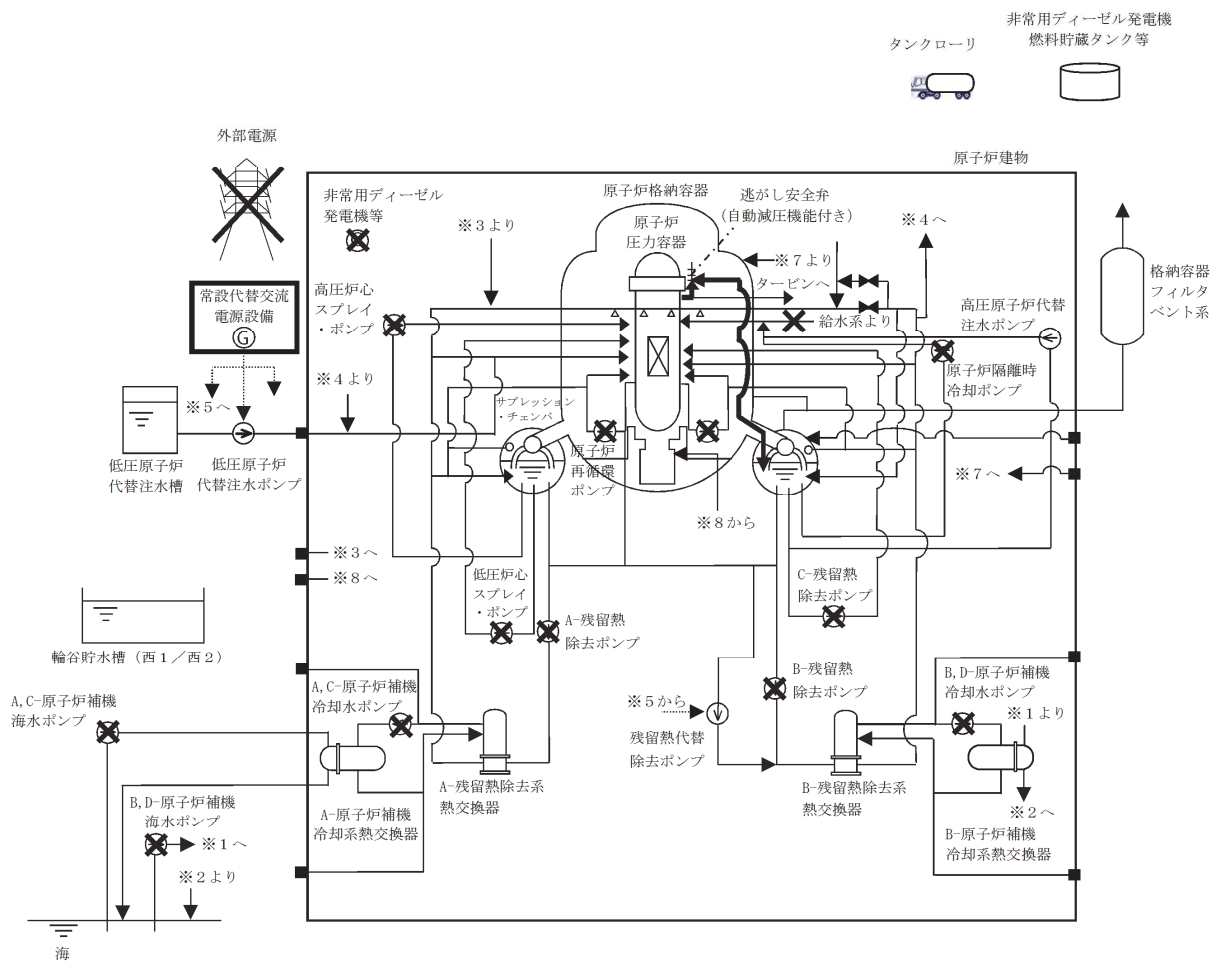
第3.2.2-2表 主要解析条件 (高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/4)

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	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		
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	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		
ベデスタル代替注水系 (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6MW (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 (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		

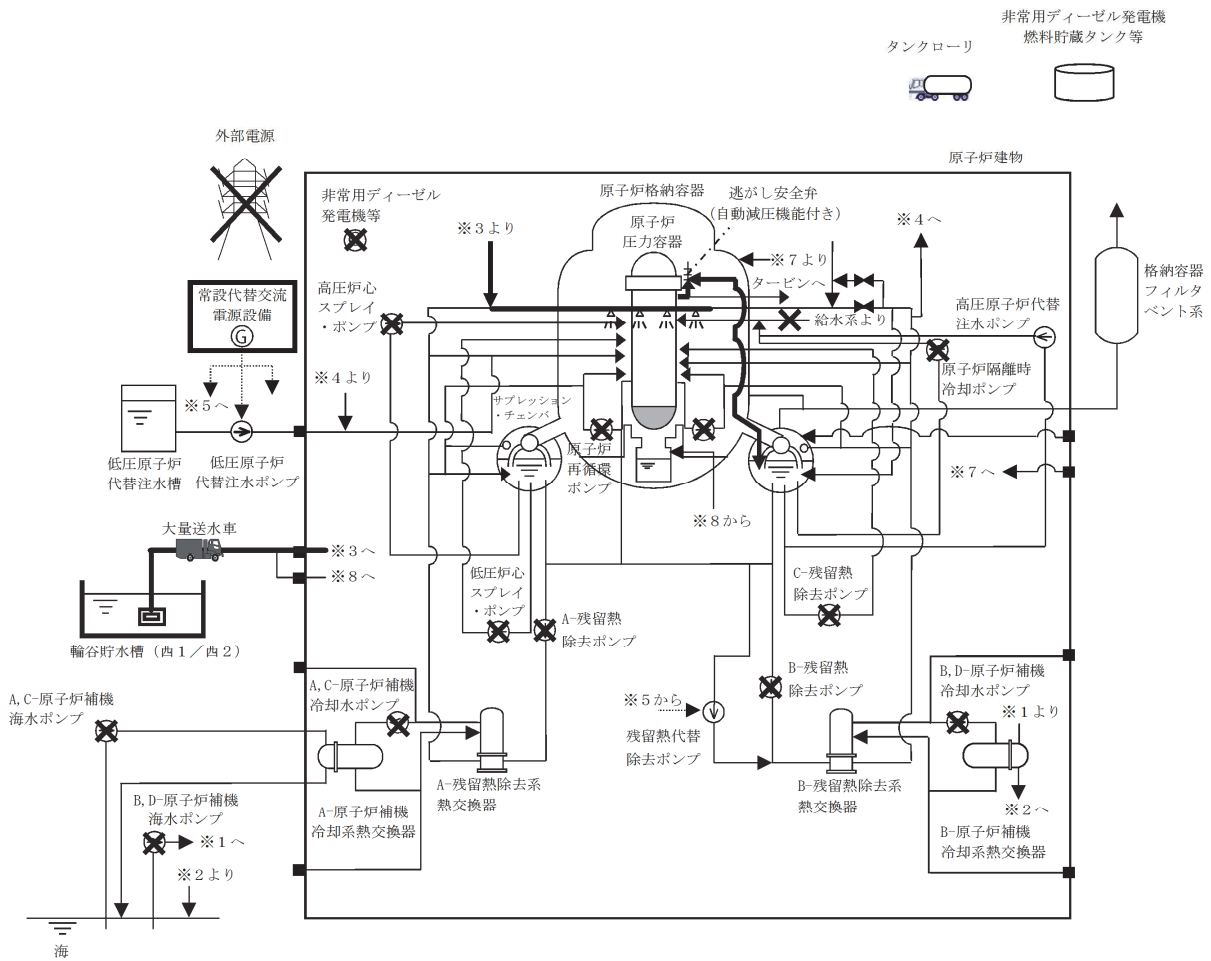
重大事故等対策に関連する機器条件

第3.2.2-2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）

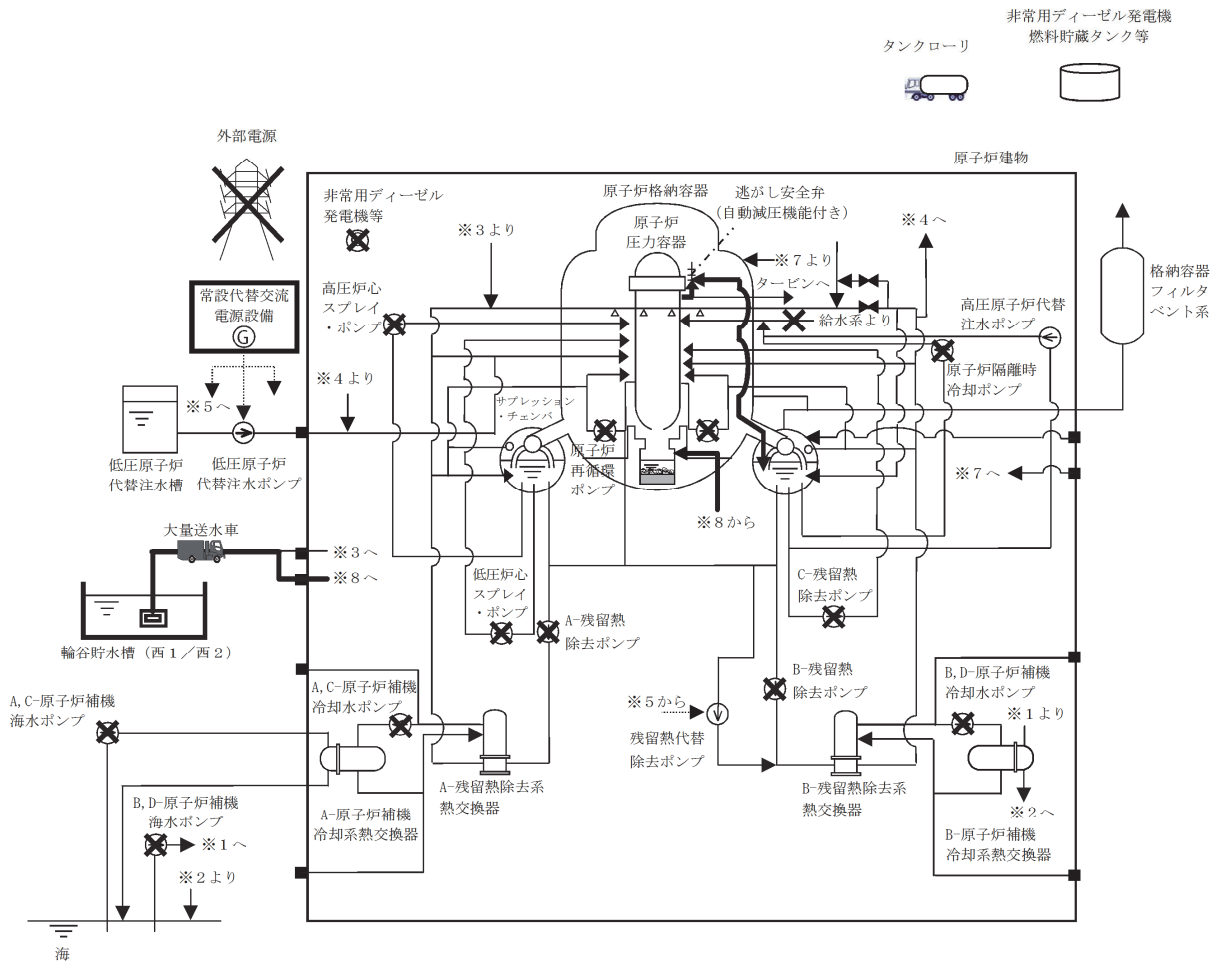
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
可搬式窒素供給装置	総注入流量：100m ³ /h[normal] ・窒素：99.9m ³ /h[normal] ・酸素：0.1m ³ /h[normal] ガス温度：35℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残りすべてを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定
コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2, 100℃	材料は、溶融炉心のドライウェルサンプへの流出を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定
原子炉急速減圧操作	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 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225m ³ ）が注水されたことをもって停止する	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定 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
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）	原子炉圧力容器の破損を確認した場合 事象発生から10時間後	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 原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
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	可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	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



第3.2.2-1図(1) 「高压溶融物放出／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）

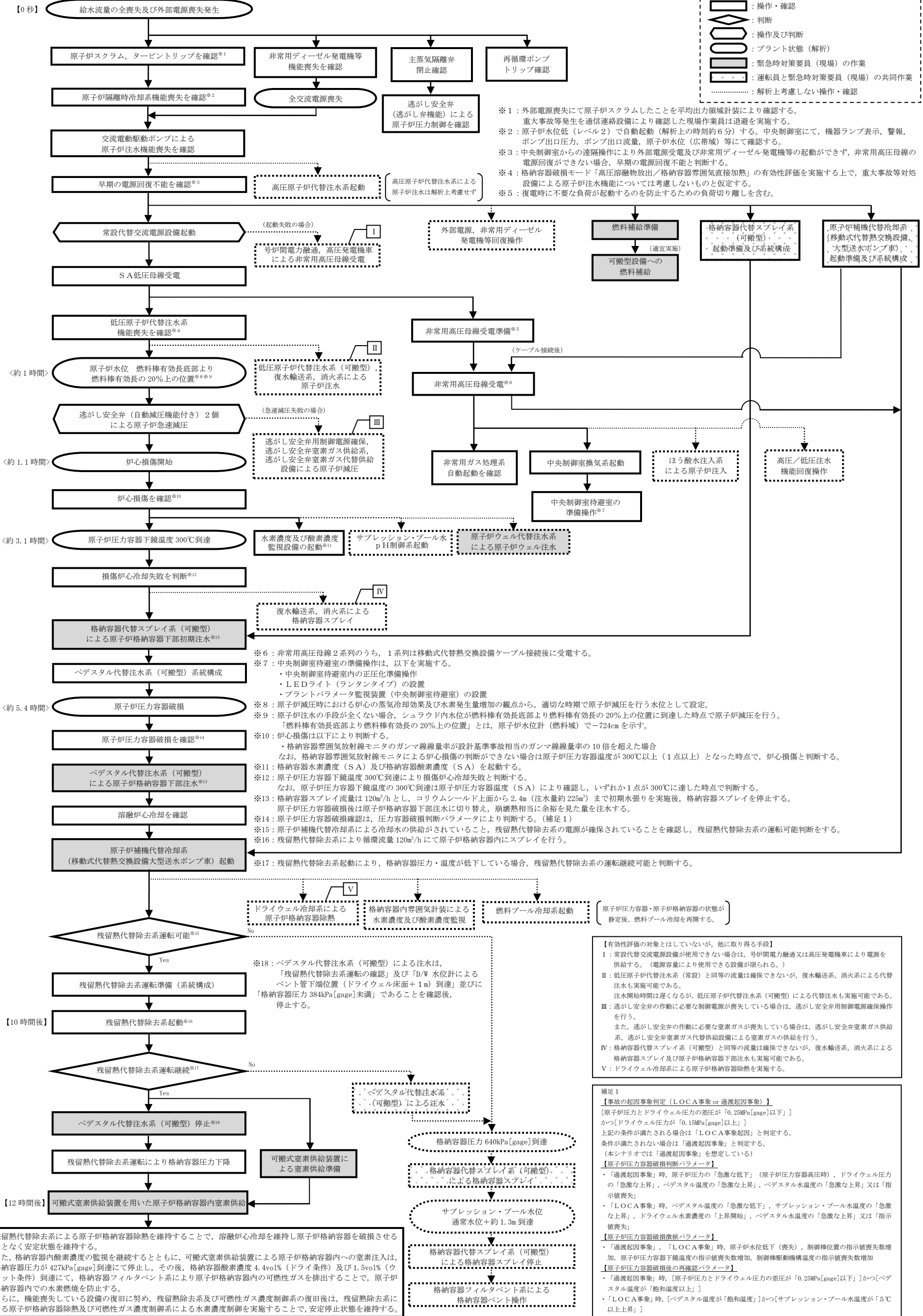
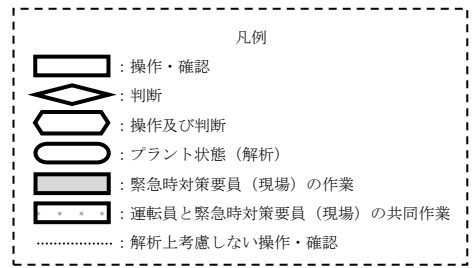


第3.2.2-1図(2) 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉圧力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器下部注水）

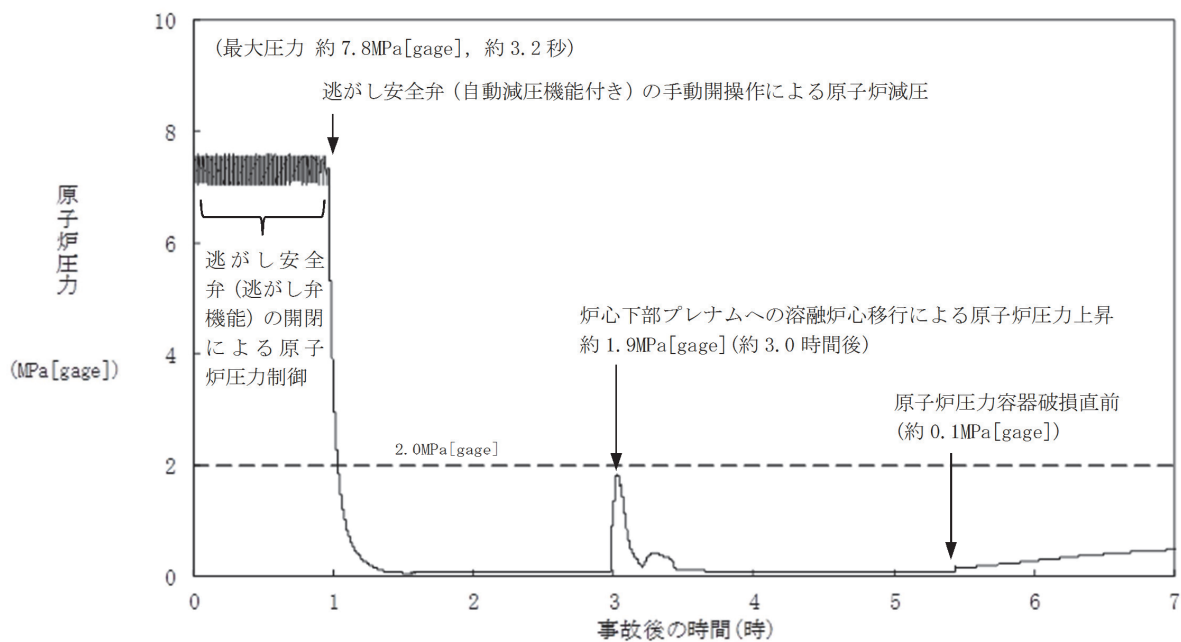


第3.2.2-1図(3) 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水）

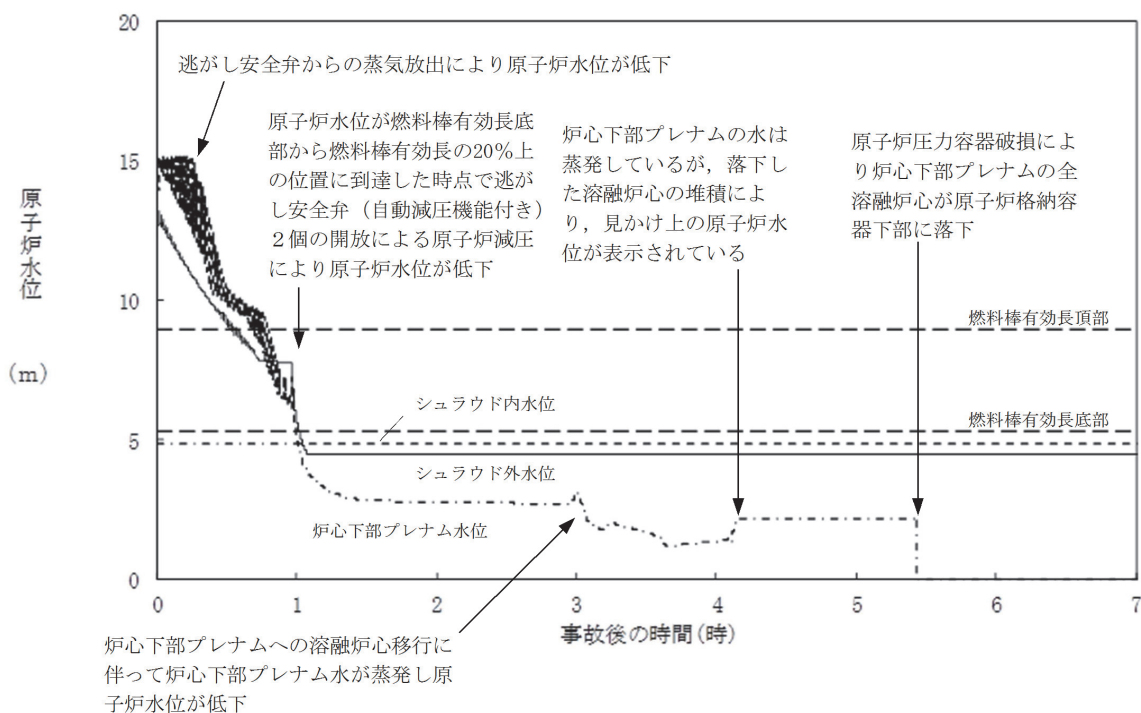
【 】：時刻（解析条件）
 < >：時刻（解析結果）



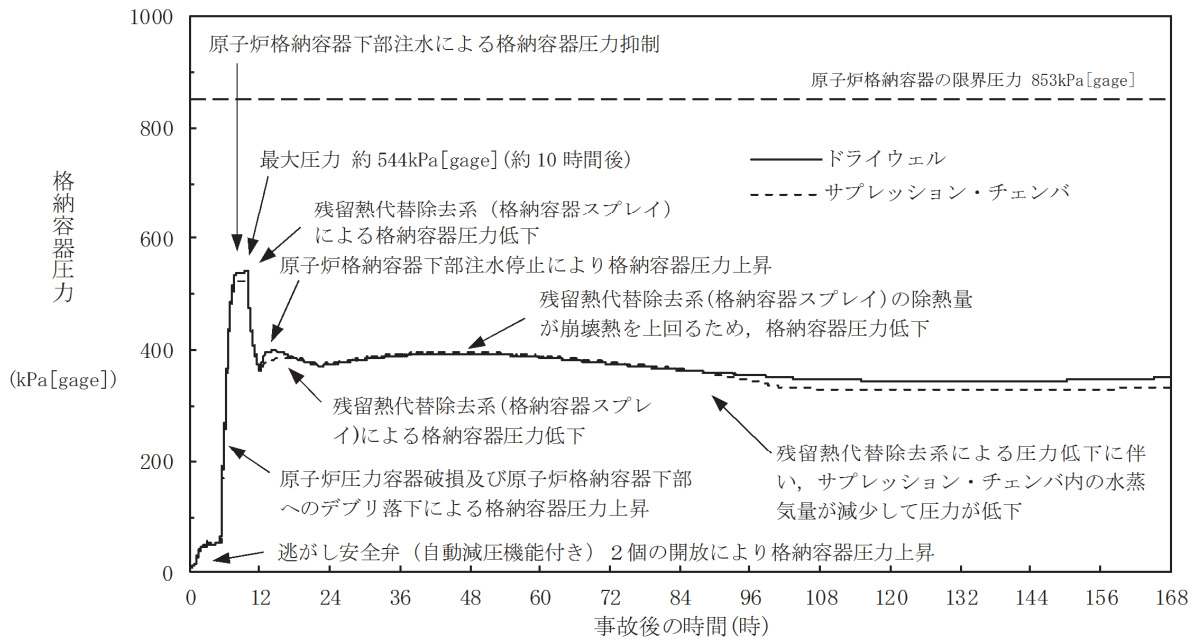
第 3.2.2-2 図 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要



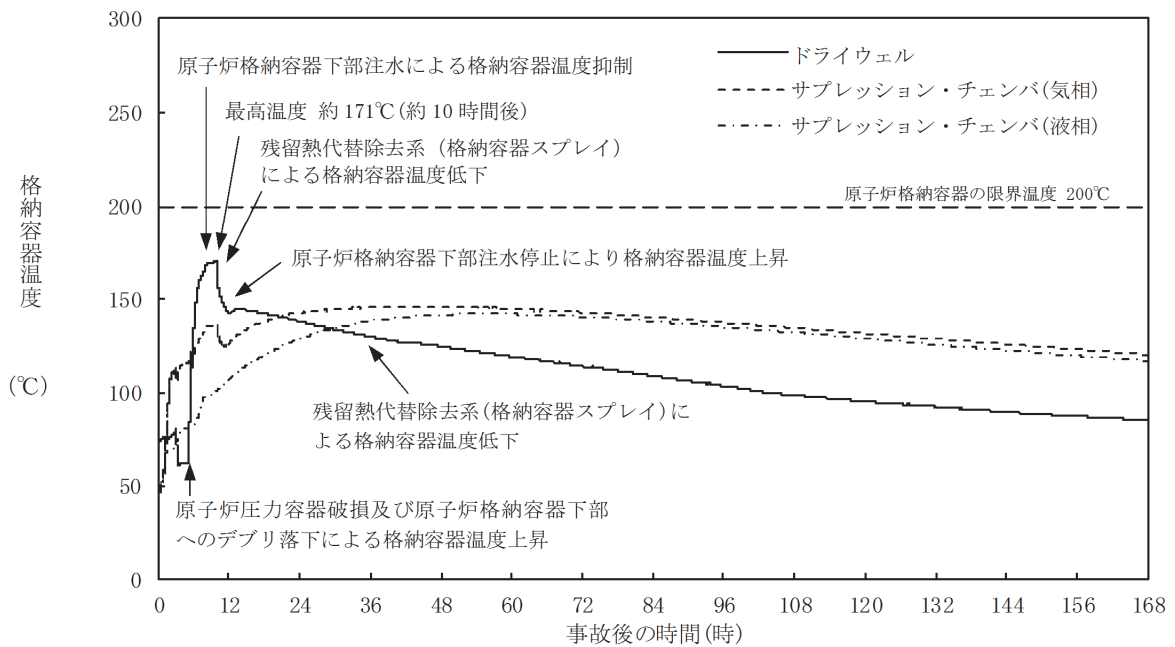
第3.2.2-4図 原子炉圧力の推移



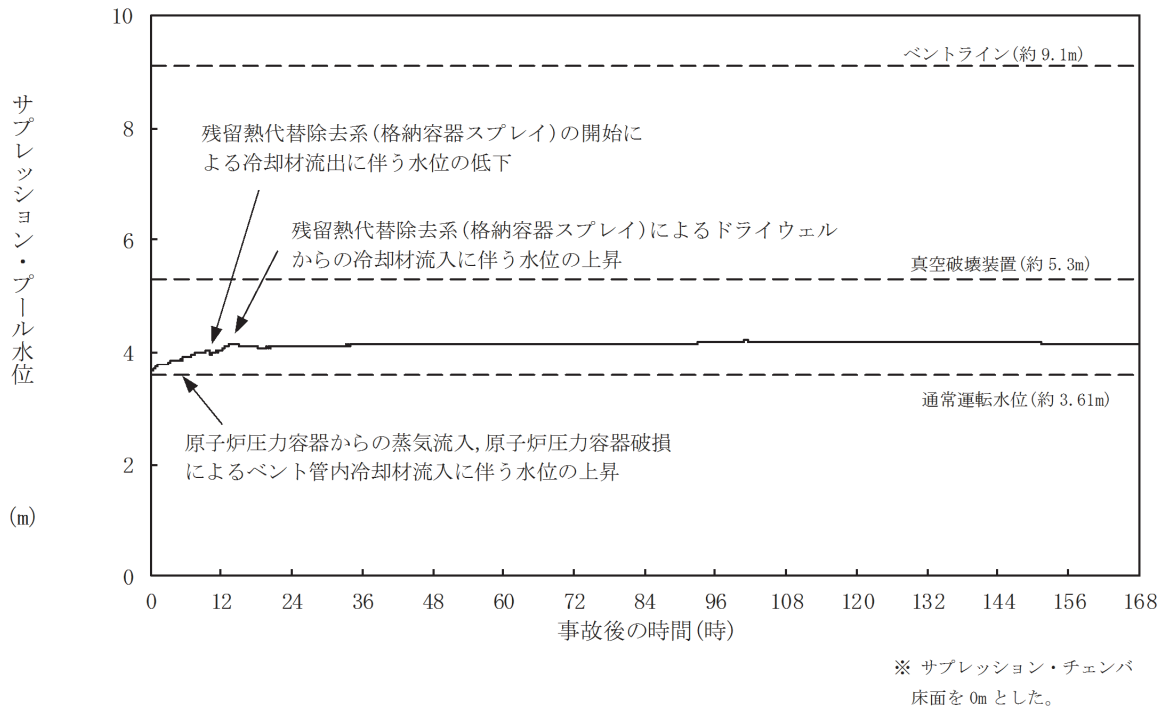
第3.2.2-5図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



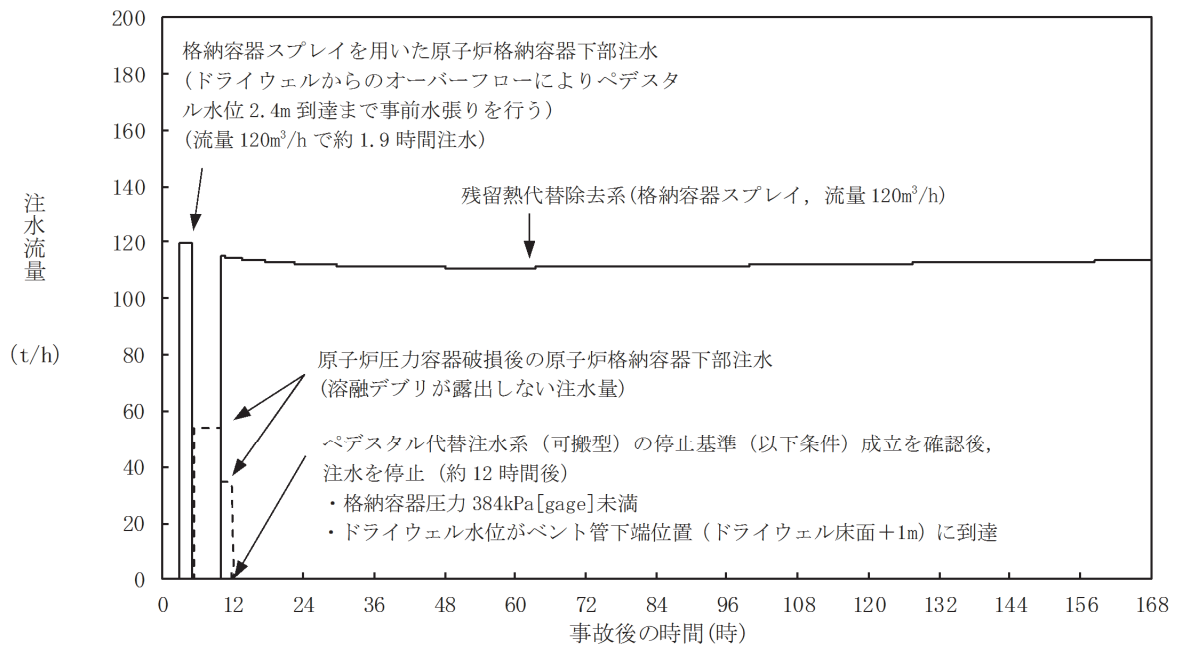
第3.2.2-6図 格納容器圧力の推移



第3.2.2-7図 格納容器温度の推移



第3.2.2-8図 サプレッション・プール水位の推移



第3.2.2-9図 注水流量の推移

3.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.2.3.1 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、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，T Q U V，T Q U X及びL O C A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（L O C A）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。

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、熔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、熔融炉心の落下後は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）によって熔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熔融燃料－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熔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」に伴う圧力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「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.2.1(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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.2.1(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「溶融炉心・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溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－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。

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「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.2-1図(1)から第3.2.2-1図(4)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「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.2-1図(2)及び第3.2.2-1図(3)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「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.2.3.2 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、「2.2 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T Q U V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＋F C I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T Q U V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、「2.2.2.1(3)c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－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、溶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T Q U Vを選定した。一方、プラント損傷状態をL O C A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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.2.5 溶融炉心・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「3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラ

ント損傷状態をT Q U Vとし、「3.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をT Q U X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、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、原子炉压力容器破損、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压力容器外F C I（溶融炉心細粒化）並びに原子炉压力容器外F C I（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、「3.2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

(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 3.2.3-1 図及び第 3.2.3-2 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 3.2.3-3 図から第 3.2.3-6 図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2.2 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

圧カ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。

圧カ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、「2.2.2.2 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、「2.2.2.2 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「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。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「3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

3.2.3.3 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熔融燃料－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、熔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、熔融炉心落下速度、細粒化量、プール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。熔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熔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熔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熔融燃料－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、「2.7 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、炉心熔融開始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

で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。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧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カ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。

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，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おり、原子炉圧力容器外の熔融燃料－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。

(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 3.2.2-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(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 30 Gwd/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。

(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 30 GWd/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 3.2.3-7 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。

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（原子炉压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，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。

(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（原子炉压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。

(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 時間後に水張りが完了する。事象発生から約 5.0 時間後の水張りの完了から、事象発生から約 5.4 時間後の原子炉压力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して 0.4 時間程度の時間余裕がある。

(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。

3.2.3.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2.2 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「3.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.2.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉压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、溶融炉心と原子炉压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「原子炉压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压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。

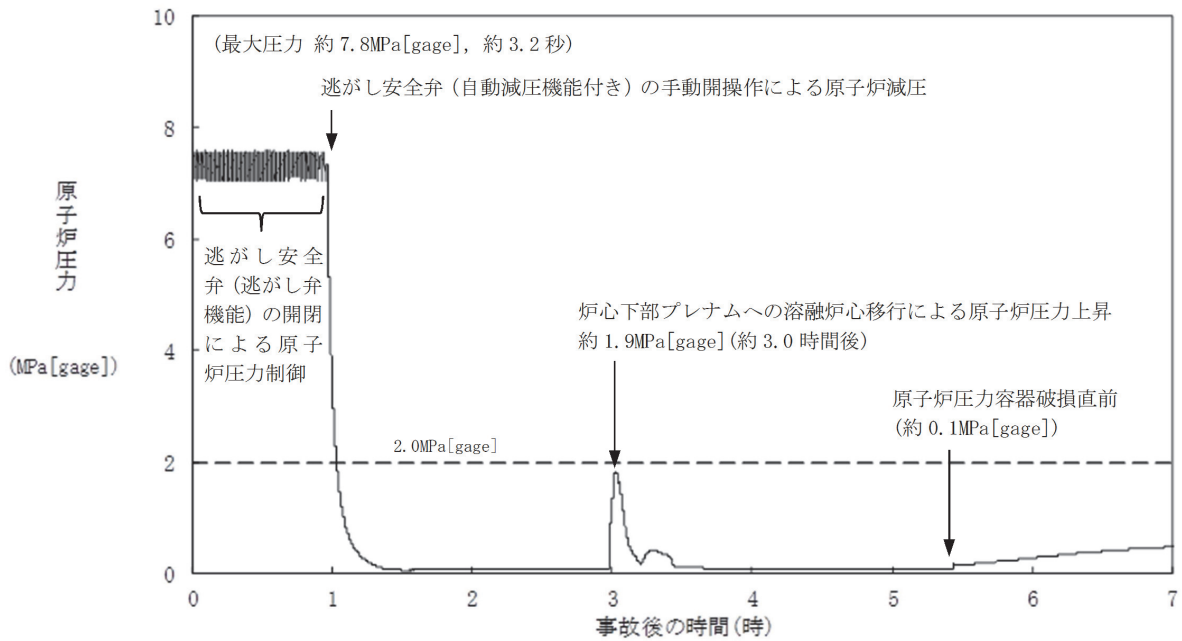
格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋FCI発生」について、有効性評価を行った。

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。

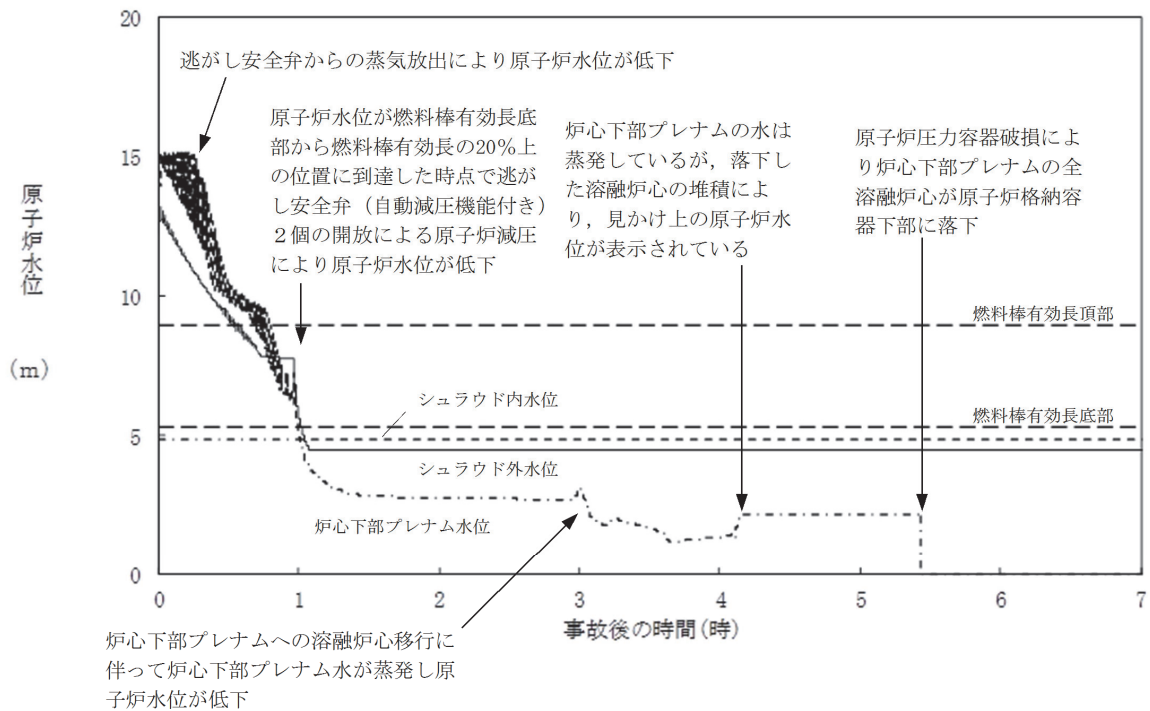
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

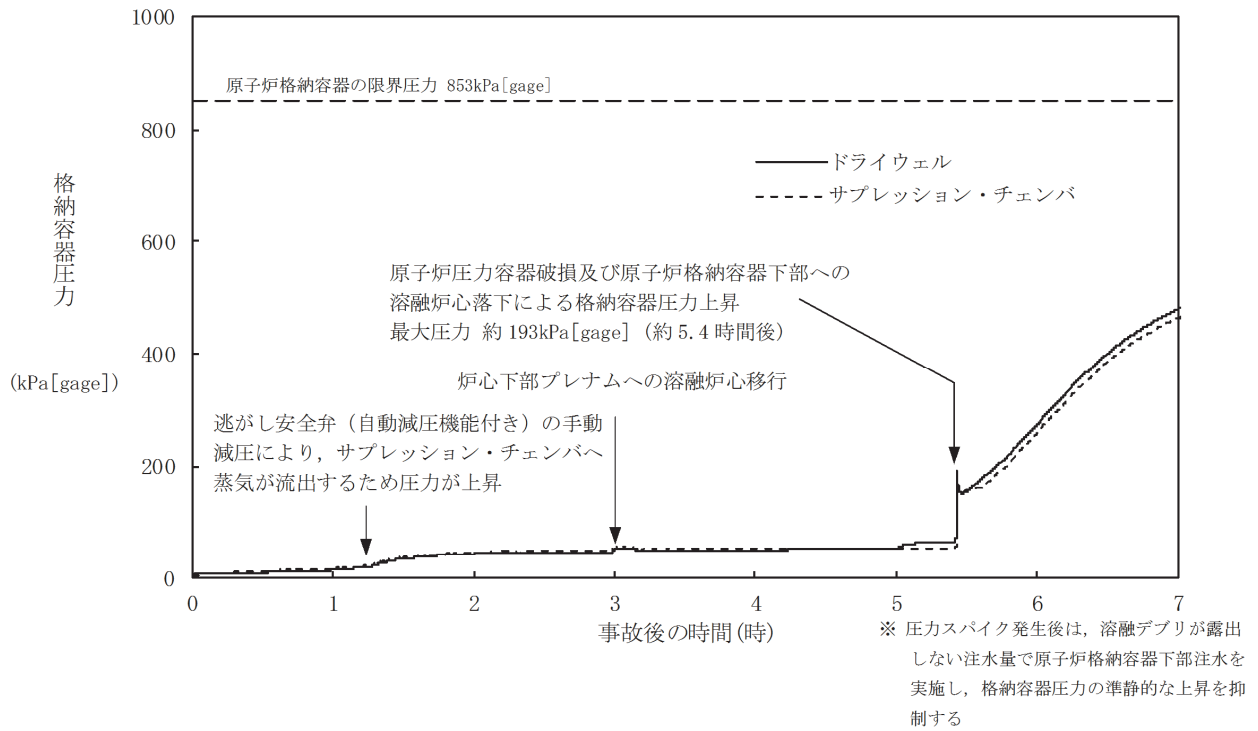
以上のことから、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



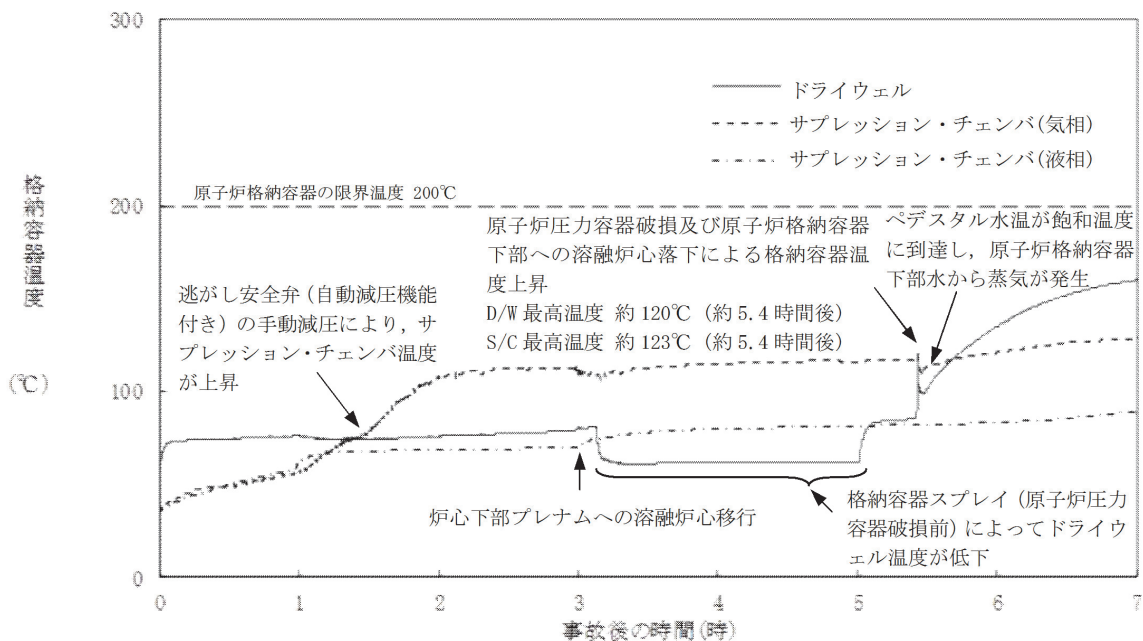
第3.2.3-1図 原子炉圧力の推移



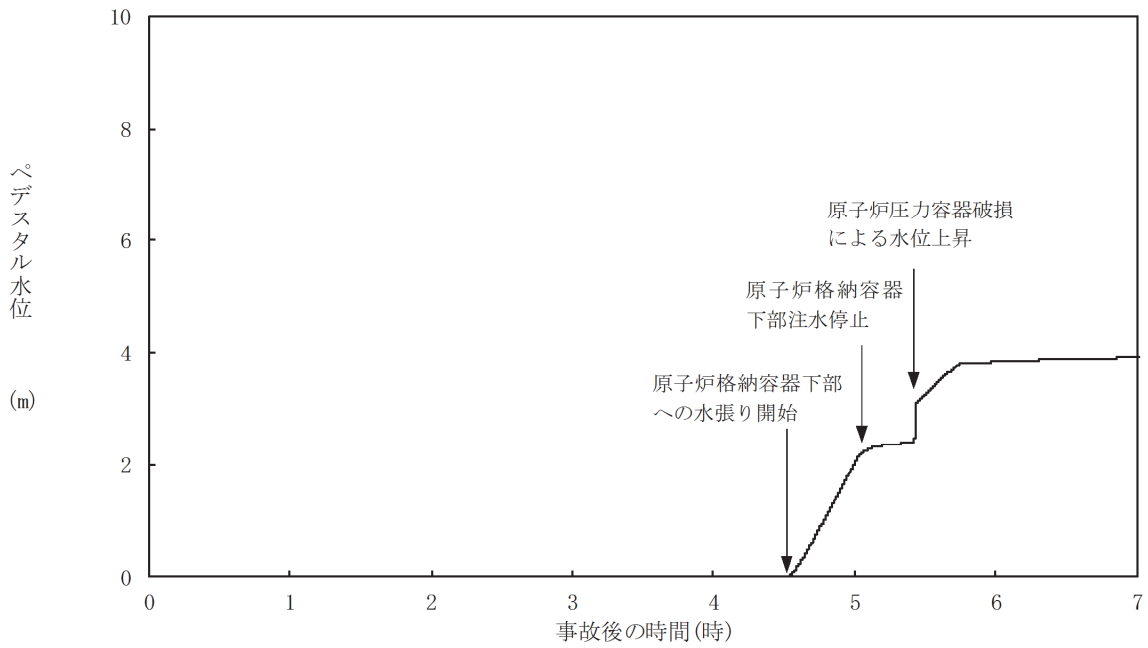
第3.2.3-2図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



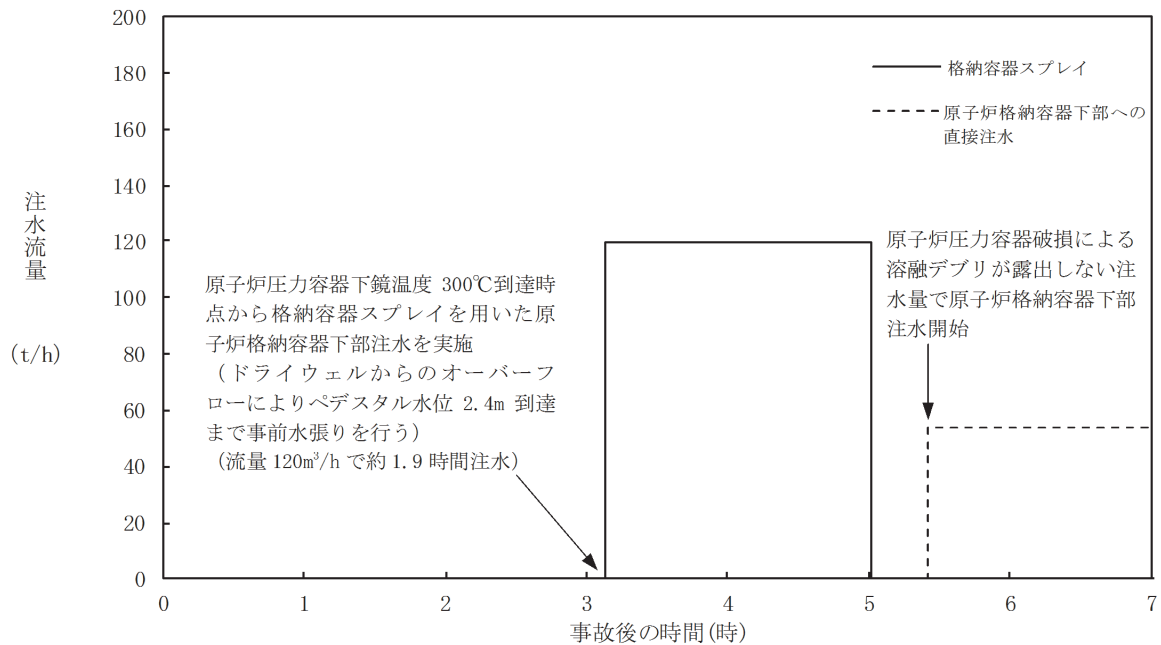
第3.2.3-3図 格納容器圧力の推移



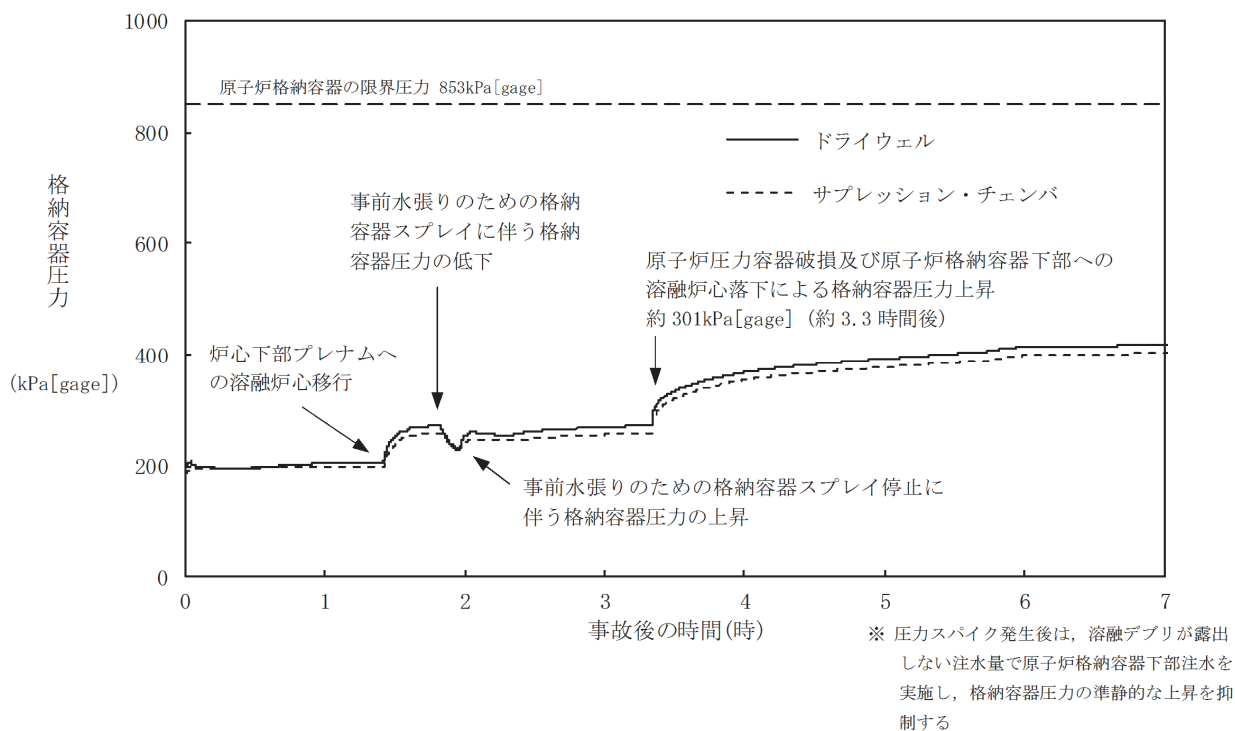
第3.2.3-4図 格納容器温度の推移



第3.2.3-5図 ペデスタル水位の推移



第3.2.3-6図 注水流量の推移



第3.2.3-7図 格納容器圧力の推移 (大破断LOCA+ECCS機能喪失)

3.2.4 水素燃焼

3.2.4.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(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，「2.2 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，溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素ガスによって原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，ジルコニウム－水反応等によって発生する水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することによって激しい燃焼が生じ，原子炉格納容器の破損に至る。

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，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生に対しては「3.2.5 溶融炉心・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，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、溶融炉心・コンクリート相互作用等による水素ガス発生の影響は小さい。

※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 5 vol%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。

「3.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.2 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「3.2.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

3.2.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価するうえで選定した評価事故シーケンスは、「2.2 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 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。

この事故シーケンスは、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「3.2.1 雰囲気圧力・

温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.2 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「3.2.1.3 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、「3.2.1.3 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、サブプレッション・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。

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、原子炉压力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉压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、原子炉压力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレー冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉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、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.2 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「3.2.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.2.4-1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

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MAAPの評価結果から得られた値を用いた。これは、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の原子炉格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素ガスが発生した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素ガスの濃度は低下する。

(b) 水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合

水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで、水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G値(100eVあたりの分子発生量)、以下「G値」という。）は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、原子炉圧力容器内については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1、原子炉圧力容器外の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1とする。

(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。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.2 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「3.2.1.2.2 (4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバ気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）の推移を第3.2.4-1図から第3.2.4-6図に、事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度を第3.2.4-2表に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2.1.2.2(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ブプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素ガス及び酸素ガスが発生する。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とはなく、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、事象発生の約 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 5 vol%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ブプレッション・チェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となり、そのウェット条件での酸素ガス濃度は 1 vol%未満(約 0.1vol%)である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス(水素ガス、酸素ガス及び窒素ガス)の分圧の和は大気圧よりも低く、0.006MPa[abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は 0.002MPa[abs]未満)である。この間のサブプレッ

ション・チェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 3 vol%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に可燃限界である 5 vol%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 5 vol%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、事象発生約 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 $1.4 \times 10^4 \text{ m}^3/\text{h}$ [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、「2.2.2.2 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、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.2 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、「2.2.2.2 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、「3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、「2.2.2.2 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。

3.2.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.2 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「3.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。

(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、「3.2.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。

(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、

「3.2.1.2.3(2)a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件」と同様であるが，本評価事故シーケンスを評価するうえで，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、「3.2.1.3 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。

(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、水素ガス発生量の変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧原子炉代替注水系（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、「3.2.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム－水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が早まった場合、第 3.2.4-7 図及び第 3.2.4-8 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3.2.4-9図及び第3.2.4-10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3.2.4-11図から第3.2.4-15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「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.3 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、「3.2.1.3 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、「3.2.1.3 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。

b. 操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.2.1.2.3(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、「3.2.1.2.3(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。

3.2.4.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.2.1.2 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「3.2.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.2.4.5 結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスと、水の放射線分解によって発生した酸素ガスが原子炉格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素ガス置換による原子炉格納容器内雰囲気の不活性化に加え、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5 vol%（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。

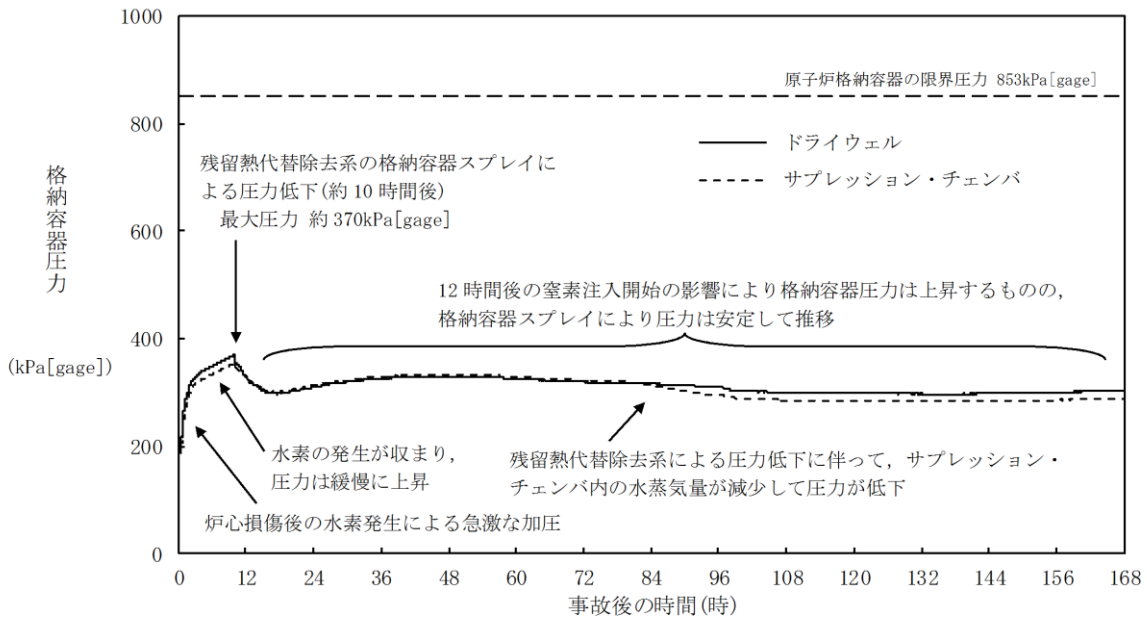
第3.2.4-1表 主要解析条件 (水素燃焼)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	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MAAPによる評価結果
	金属腐食等による水素ガス発生量	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	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

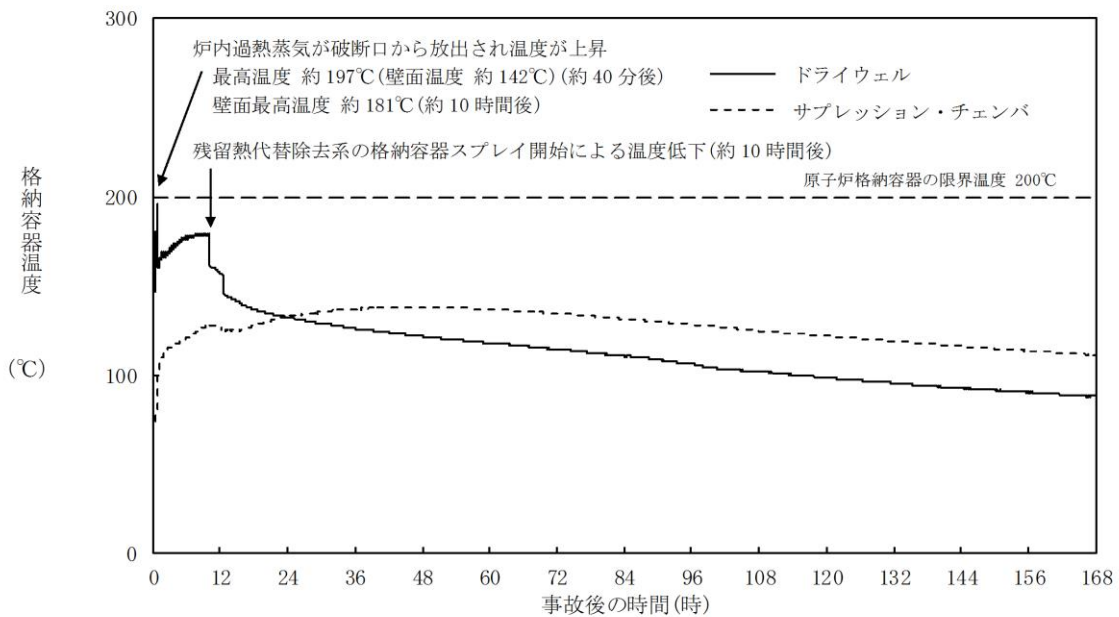
第3.2.4-2表 事象発生から7日後 (168時間後) の酸素濃度※

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

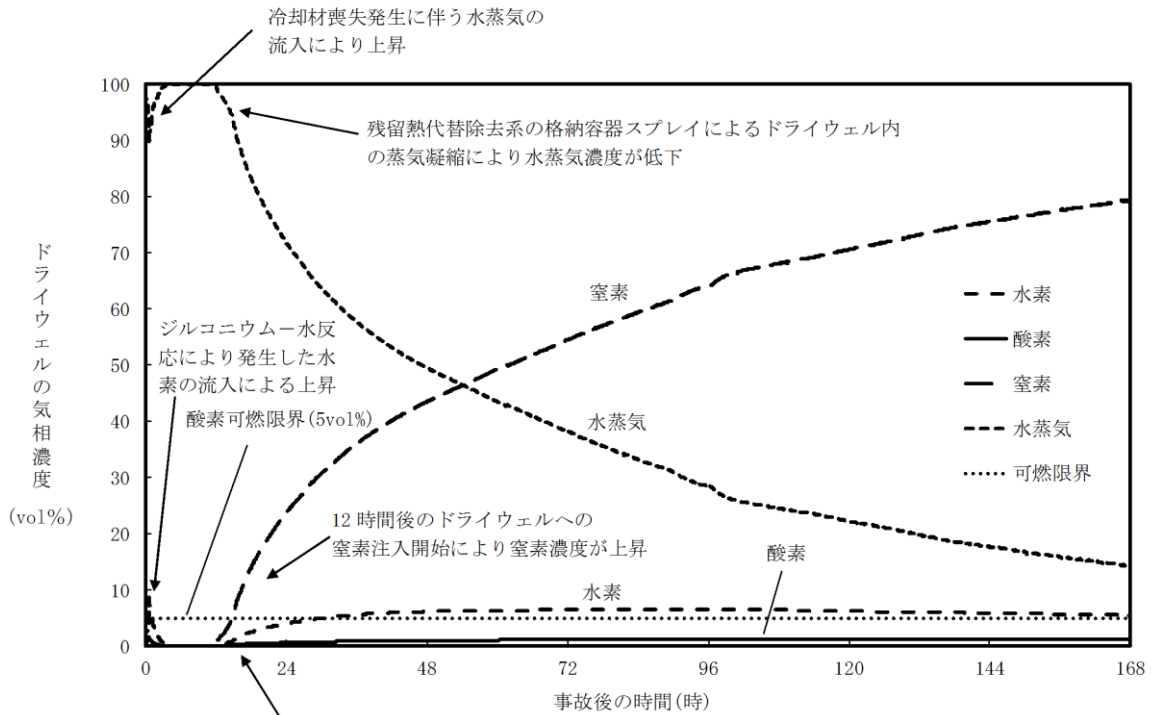
※全炉心内のジルコニウム量の約7.8%が反応した場合



第3.2.4-1図 格納容器圧力の推移

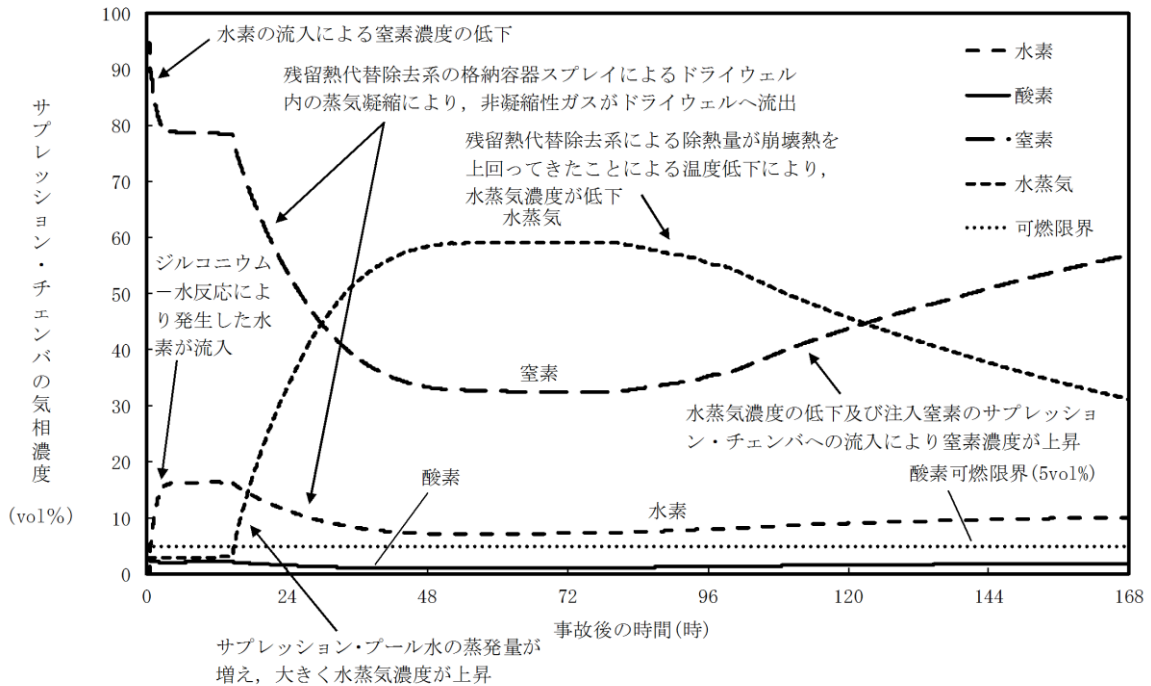


第3.2.4-2図 格納容器温度の推移

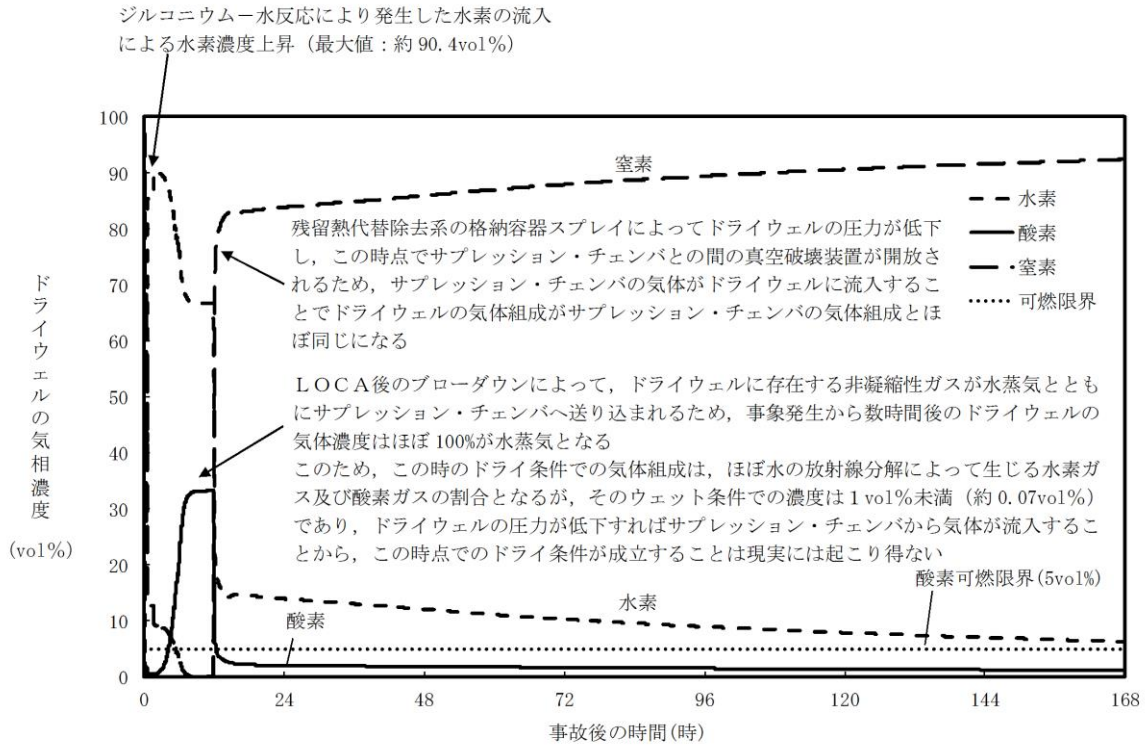


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

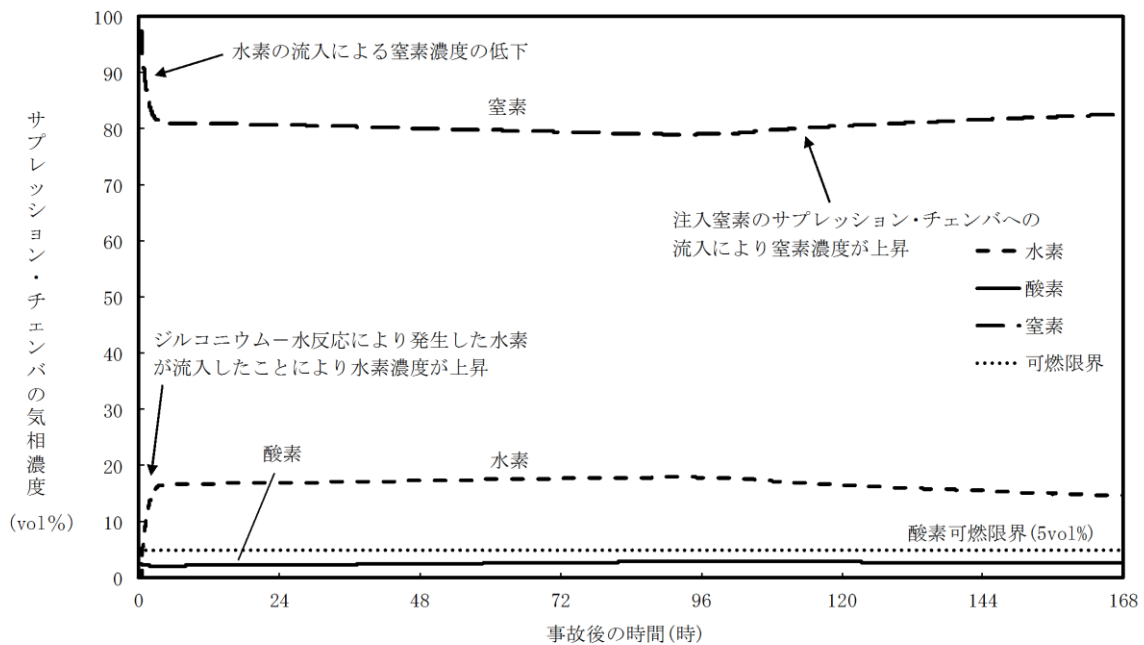
第3.2.4-3図 ドライウェル気相濃度の推移 (ウェット条件)



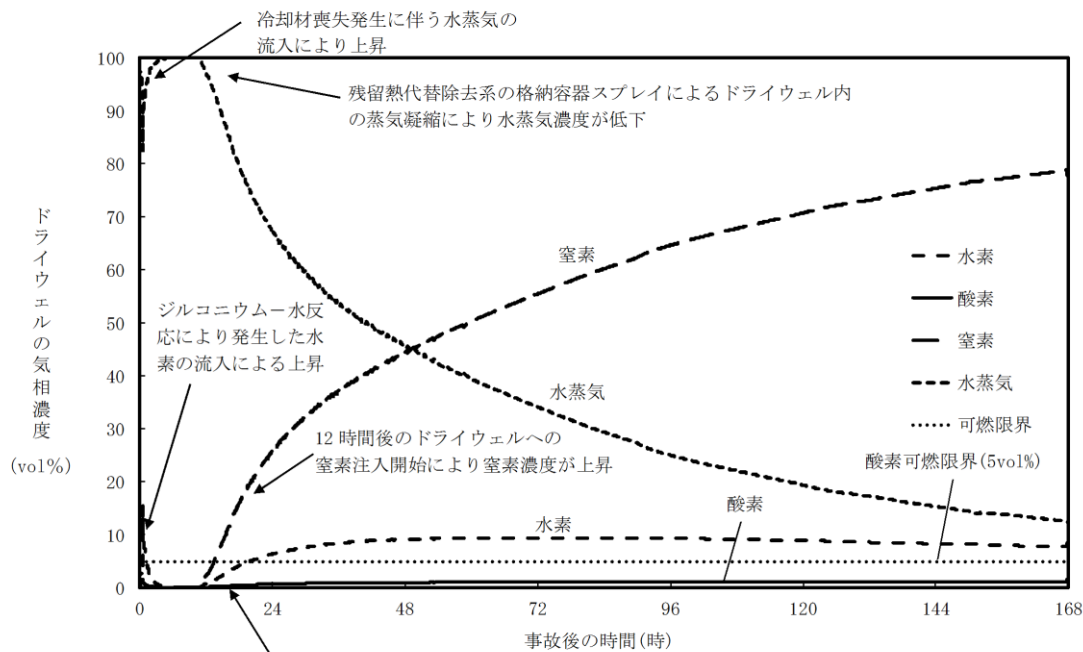
第3.2.4-4図 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移 (ウェット条件)



第3.2.4-5図 ドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)

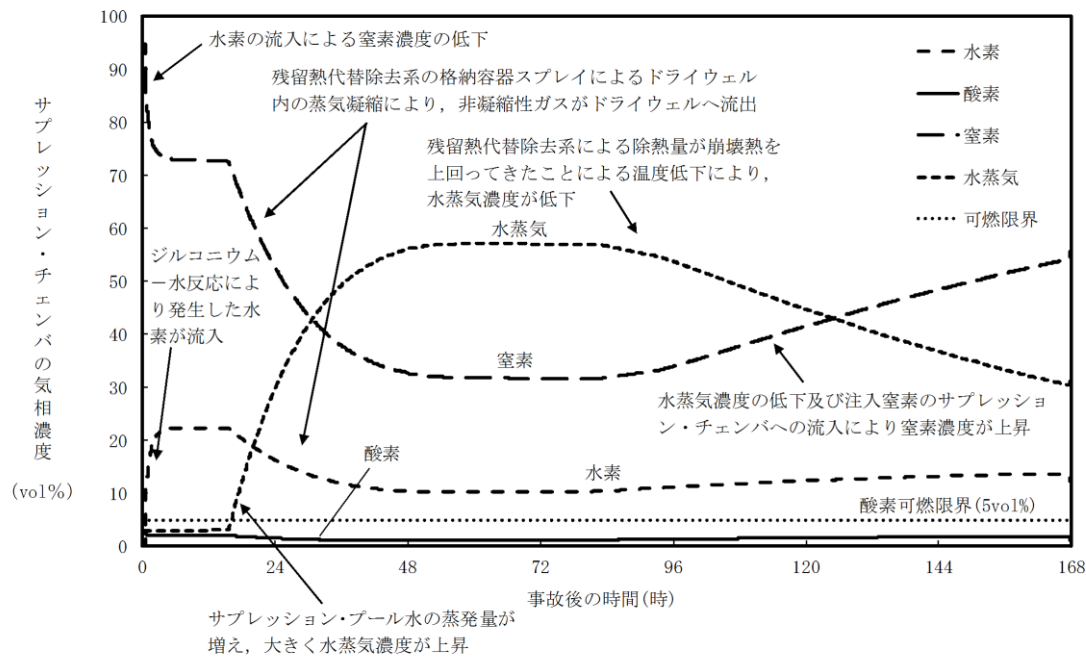


第3.2.4-6図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

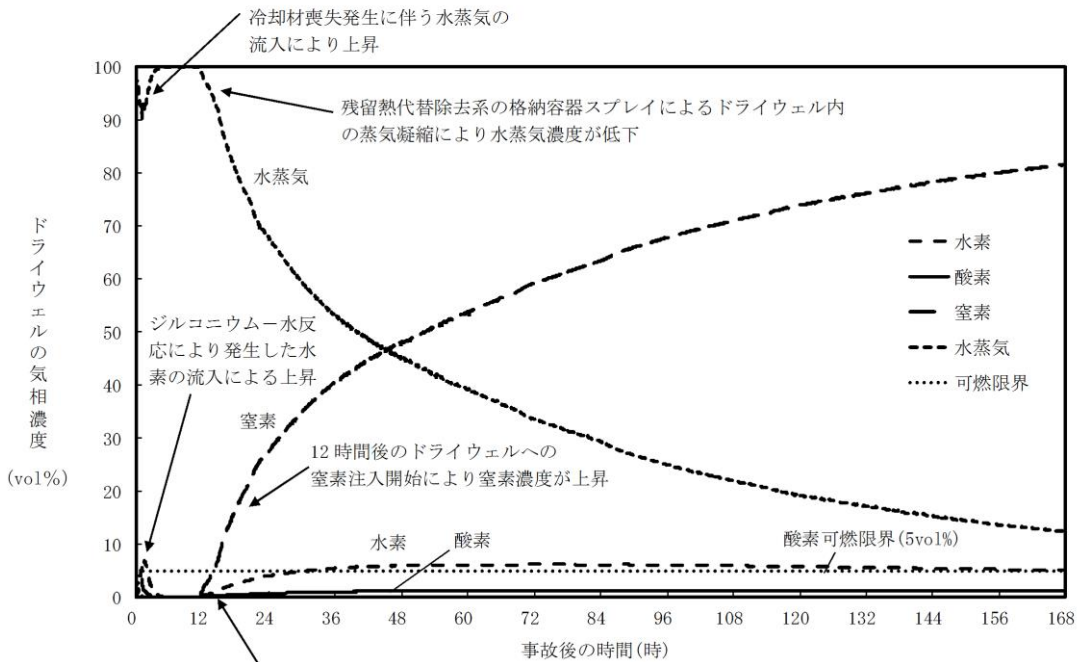


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

第3.2.4-7図 事象発生から25分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

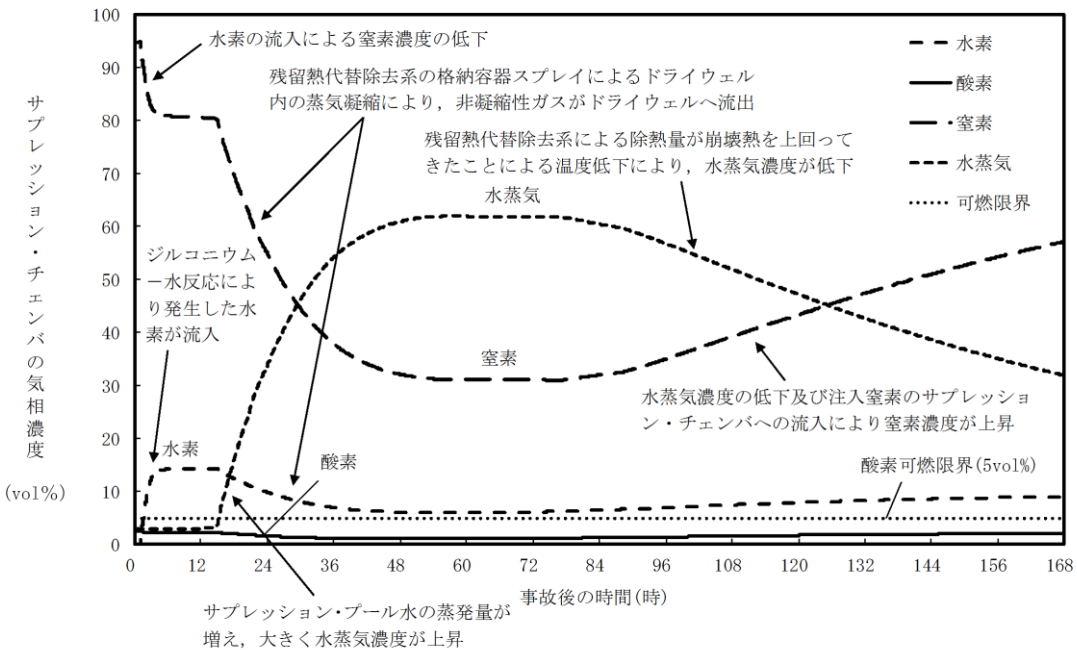


第3.2.4-8図 事象発生から25分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

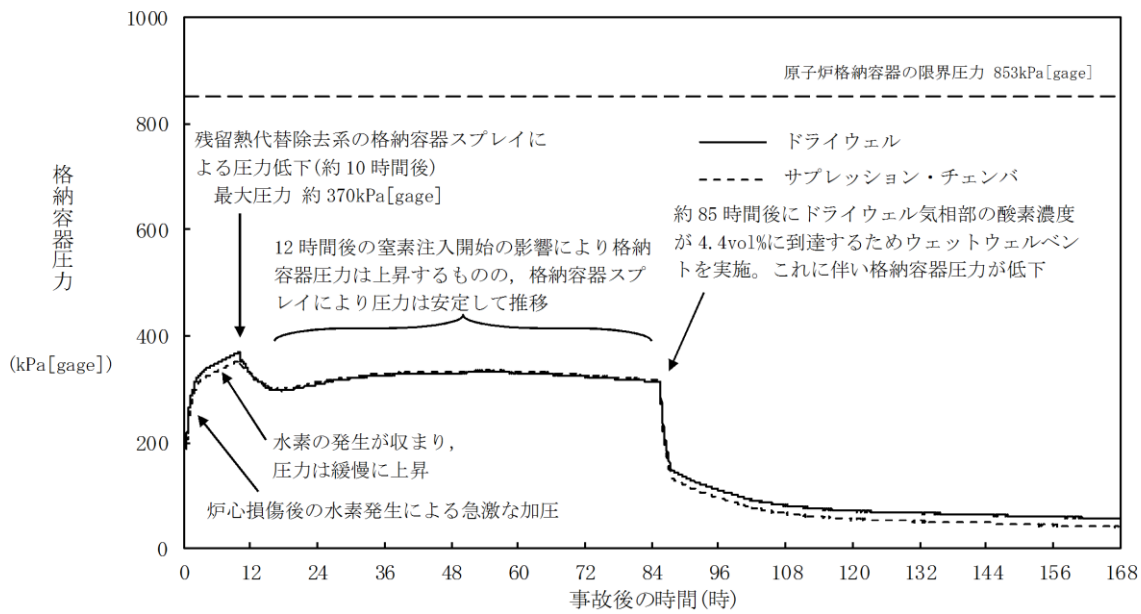


残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガス濃度が上昇

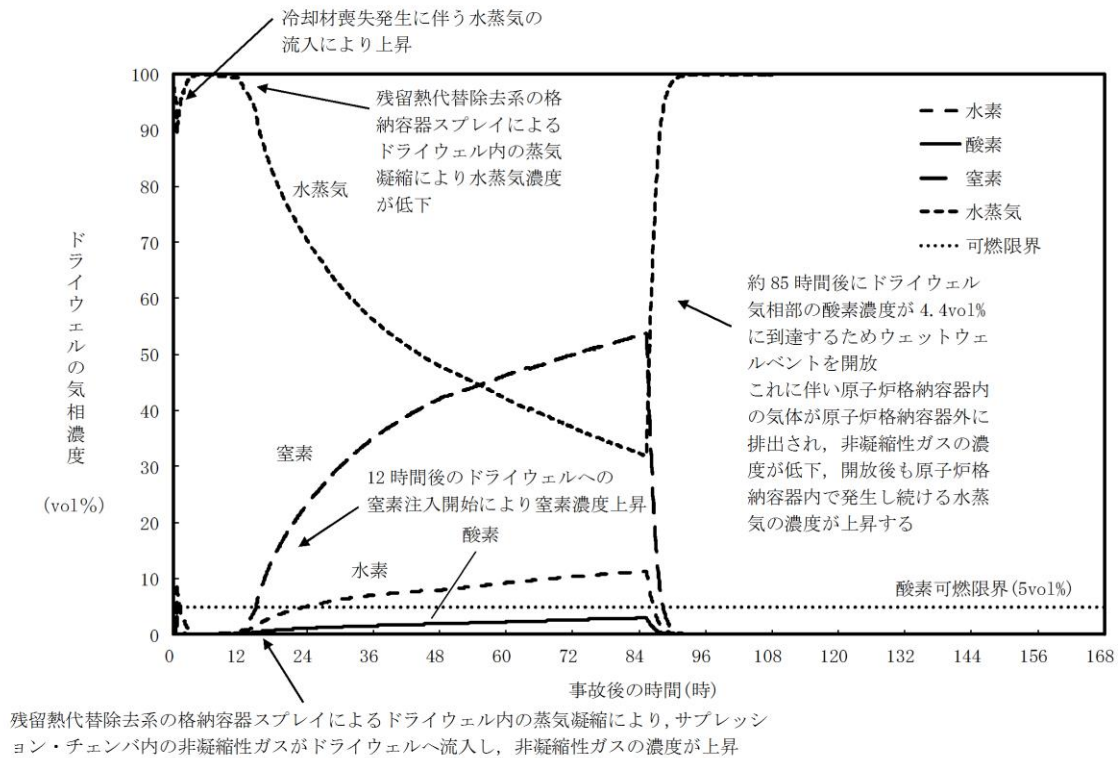
第3.2.4-9図 事象発生から60分後に注水を開始した場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)



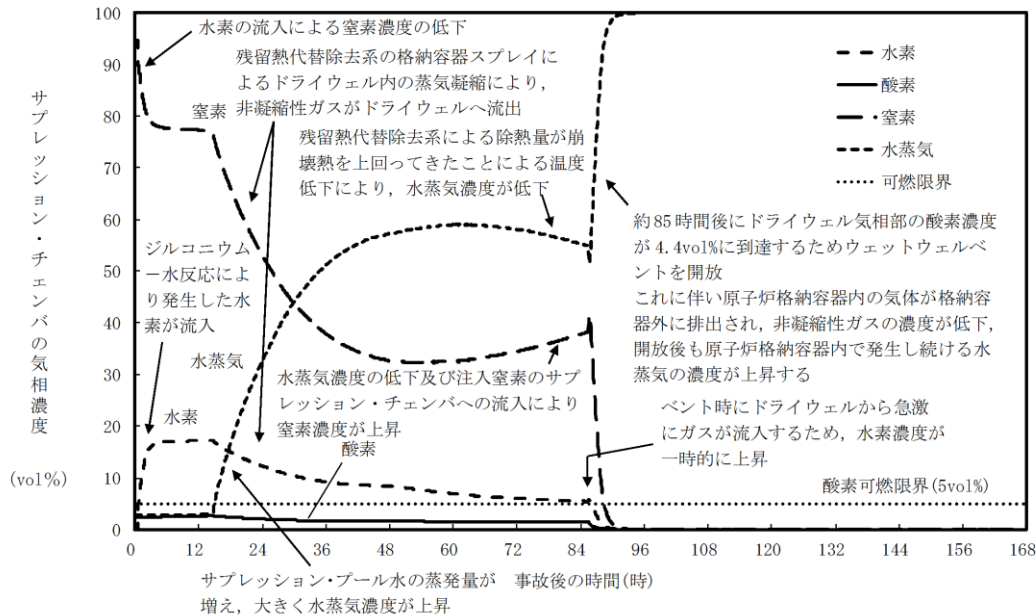
第3.2.4-10図 事象発生から60分後に注水を開始した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.2.4-11図 G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移

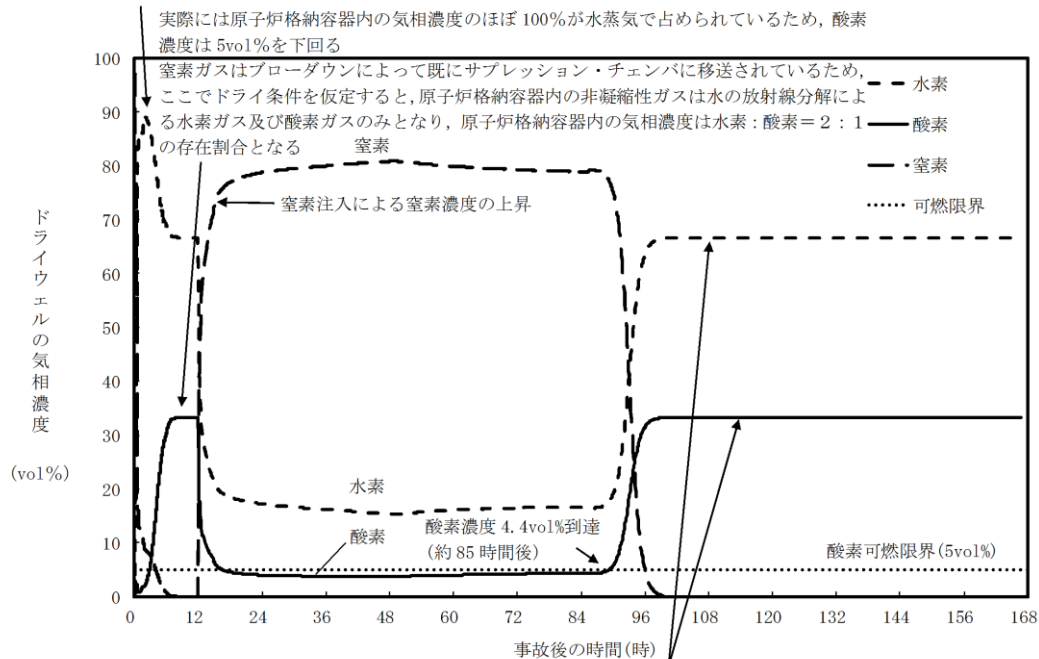


第3.2.4-12図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.2.4-13図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

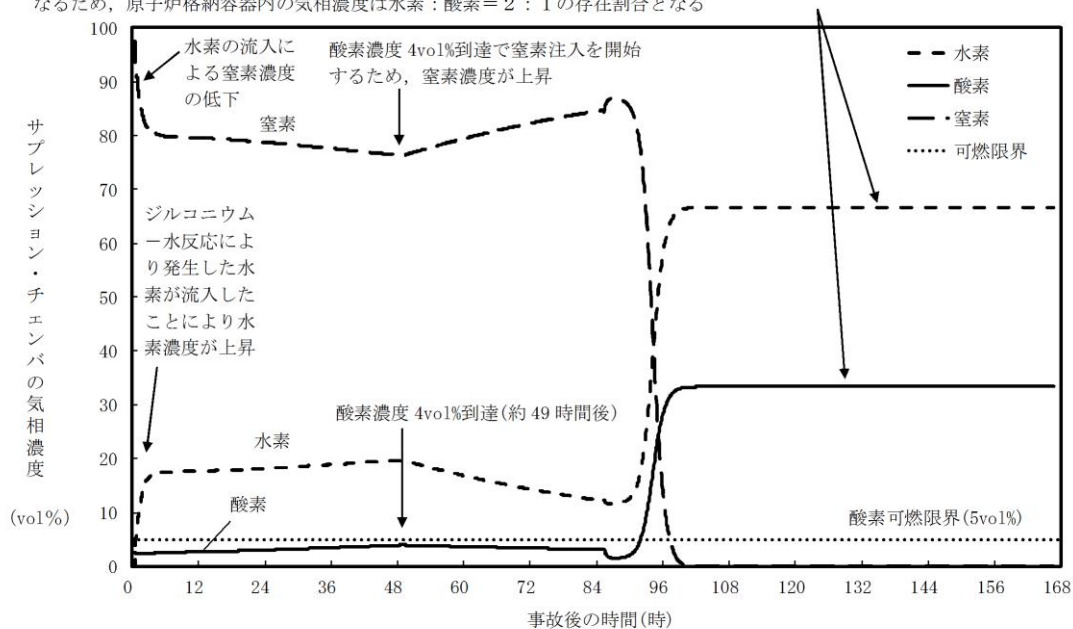
ジルコニウム-水反応により発生した水素の流入による水素濃度上昇



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3.2.4-14図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移(ドライ条件)

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、ペントラインを開放
 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3.2.4-15図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

3.2.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「2.2 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、原子炉压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、原子炉压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「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.2.1(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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.2.1(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

「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.2-1図(1)から第3.2.2-1図(4)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「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.2-1図(2)から第3.2.2-1図(4)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「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

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、「2.2 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、「2.2.2.1(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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.2.3 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「3.2.3 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T Q U Vとし、「3.2.2 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T Q U X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圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損、原子炉圧力容器内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溶融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外F C I（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外F C I（デブリ粒子熱伝達）、溶融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

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、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。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、「3.2.4 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 3.2.5-1 図及び第 3.2.5-2 図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバ気相濃度（ウェット条件，ドライ条件），サブプレッション・プール水位，ペDESTアル水位並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第 3.2.5-3 図から第 3.2.5-11 図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2.2 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

原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置するとともに、溶融炉心落下前の原子炉格納容器下部への水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水の継続によって、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で 0 cm，壁面で約 4 cm に抑えられ、原子炉格納容器下部の溶融炉心は適切に冷却される。また、MAAP コードによる評価において、コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は 2,100°C 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

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 4 m 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、ドライウエ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。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となり、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。

本評価では、「2.2.2.2 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、「2.2.2.2 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「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。

※1 溶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、「2.2.2.2 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「3.2.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」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、「2.2.2.2 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。

3.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含むすべての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、熔融炉心が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、熔融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作及び熔融炉心落下後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作とする。

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、熔融炉心の粒子化、熔融炉心の拡がり、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熔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、熔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、熔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、溶融炉心を確実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、「2.7 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、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡温度が 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、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡温度の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器圧力上昇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、原子炉压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 の評価結果の方が大きく、解析コード S A F E R 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 T M I 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。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、原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、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。原子炉压力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、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、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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 T M I 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熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、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。原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、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、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器の破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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が、原子炉压力容器破損（事象発生から約 5.4 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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、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压力容器内への 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压力容器内 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熔融燃料－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カ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カ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溶融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に関しては、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また、MAAPコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルであり、コリウムシールドにも適用可能である。

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、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MAP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、原子炉圧力容器内 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 3.2.5-12 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、原子炉圧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 3.2.5-13 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、原子炉圧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、ドライウエ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。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げの要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、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。

(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3.2.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとさ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（原子炉压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。

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 $800\text{kW}/\text{m}^2$ 相当（圧力依存あり）に対して最確条件は $800\text{kW}/\text{m}^2$ 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、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。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。

初期条件の原子炉压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。

(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。

初期条件の熔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熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第 3.2.5-13 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)でもサブプレッション・チェンバにおいて、ウェット条件で約1.5vol%、ドライ条件で約4.1vol%であり、可燃限界である5vol%を下回る。溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に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、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。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、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、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3.2.5-14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、本評価における溶融炉

心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に及ぼす影響を与えない。このため、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「3.2.5.2(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、サブプレッション・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。

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圧力容器下鏡温度が 300°C 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°C 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。

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圧力容器破損後（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、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圧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。

(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。

(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。

(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。

3.2.5.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2.2 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「3.2.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.2.5.5 結論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化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。

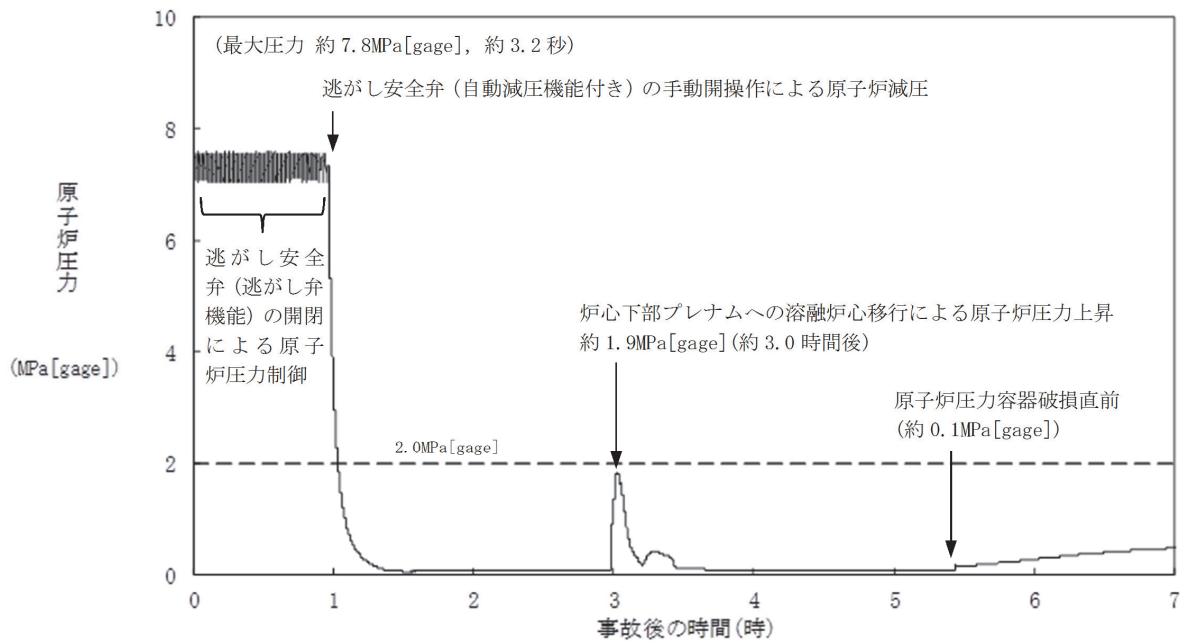
上記の場合においても、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペデス

タル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水を実施することにより，熔融炉心の冷却が可能である。その結果，熔融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食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。

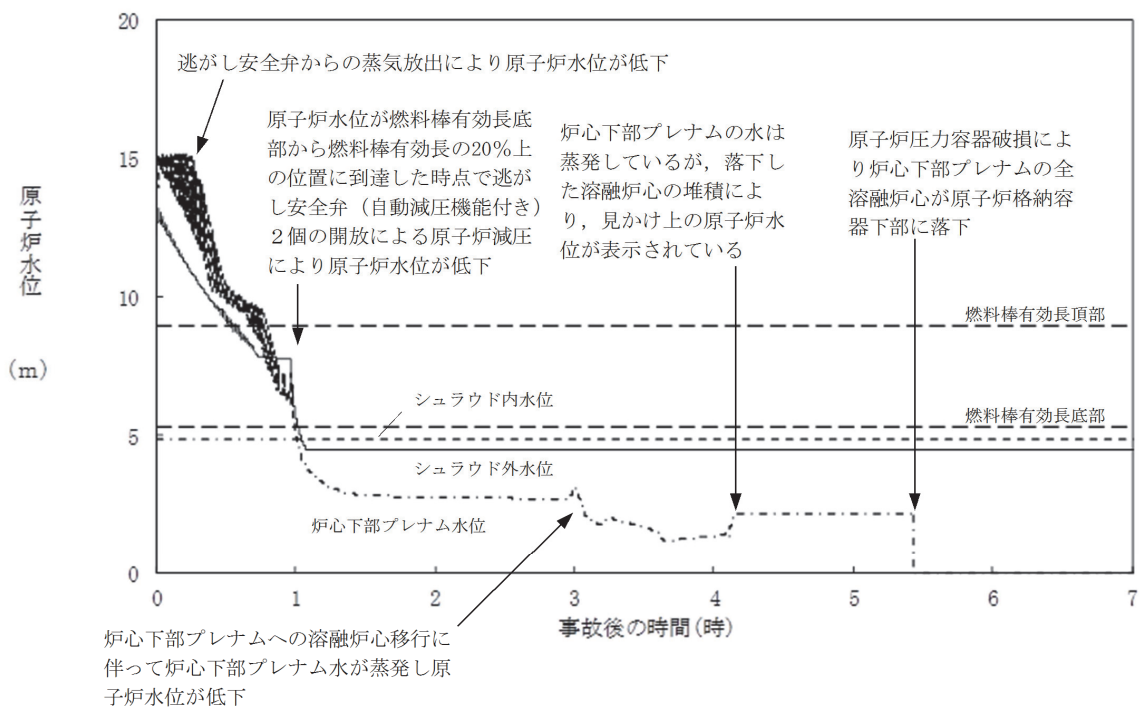
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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。

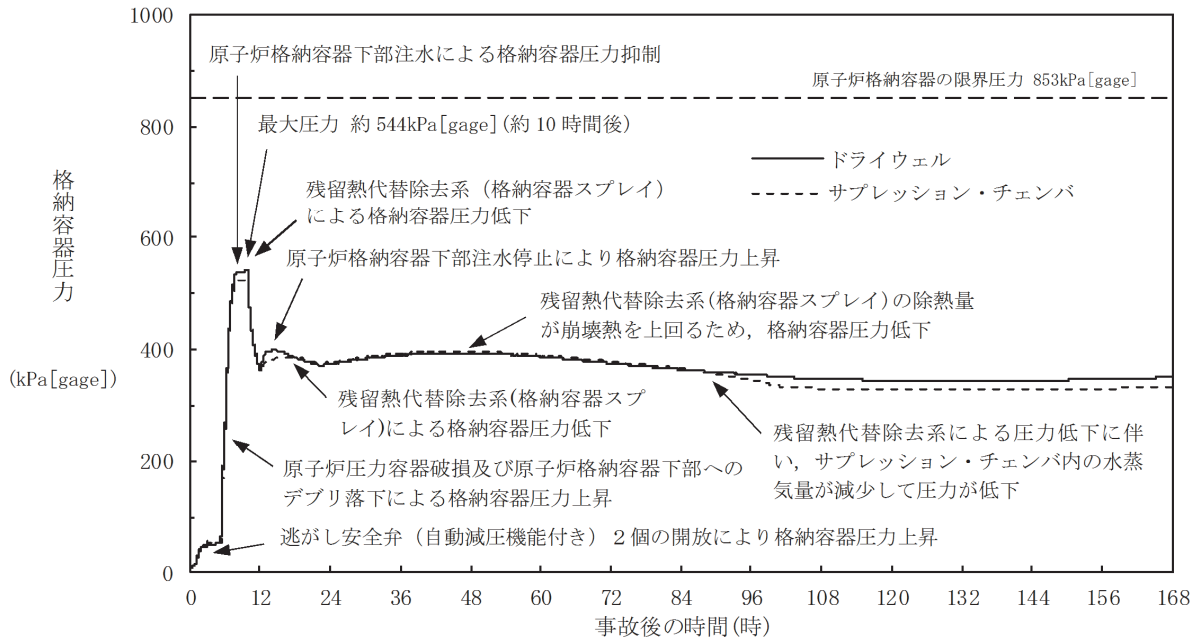
以上のことから，格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



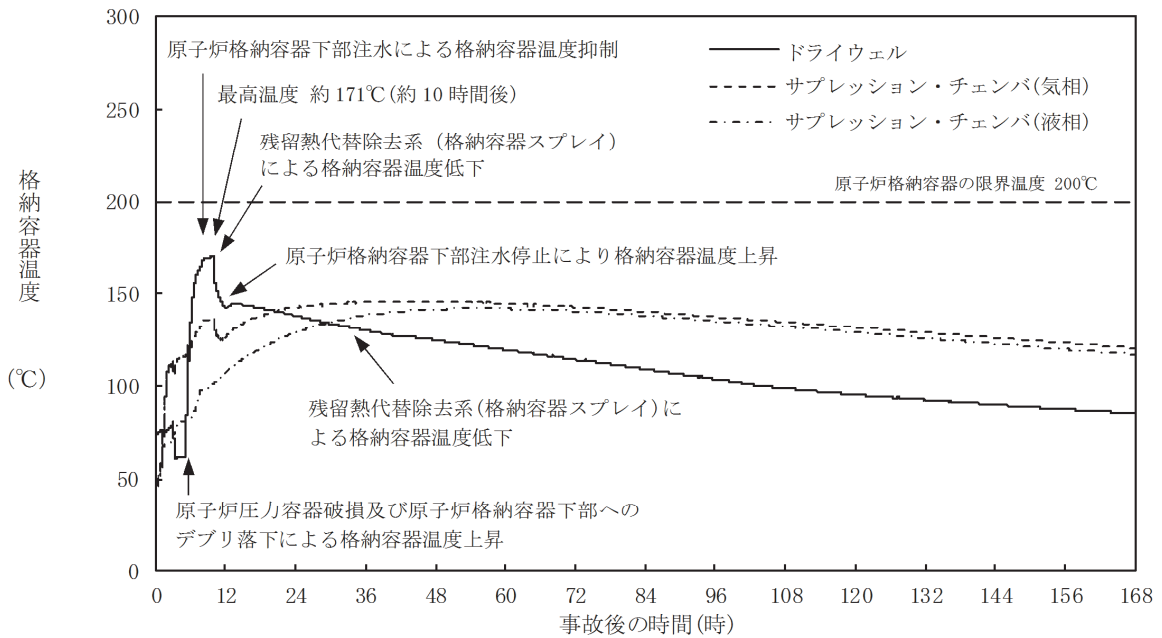
第3.2.5-1図 原子炉圧力の推移



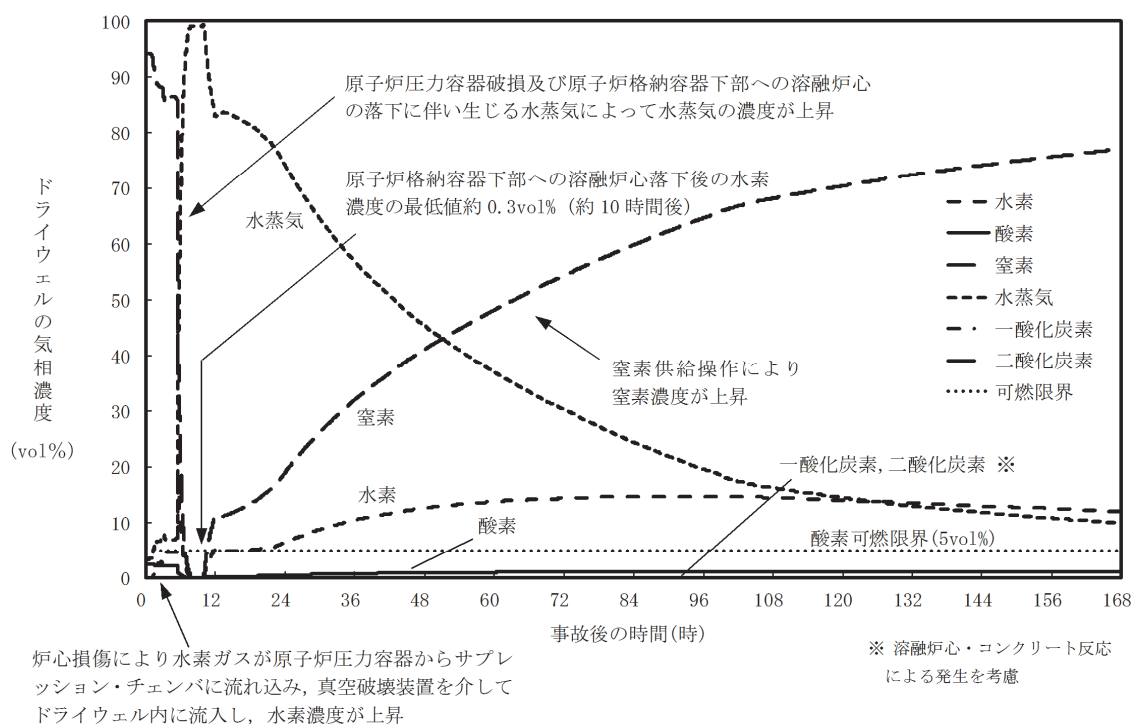
第3.2.5-2図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移



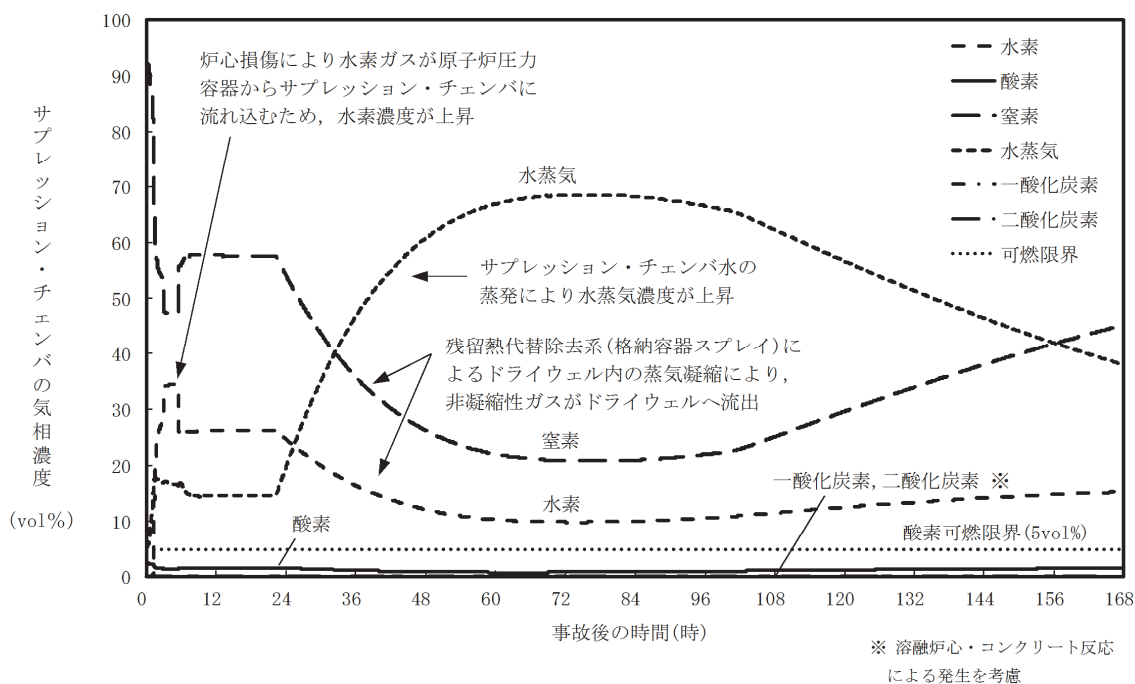
第3.2.5-3図 格納容器圧力の推移



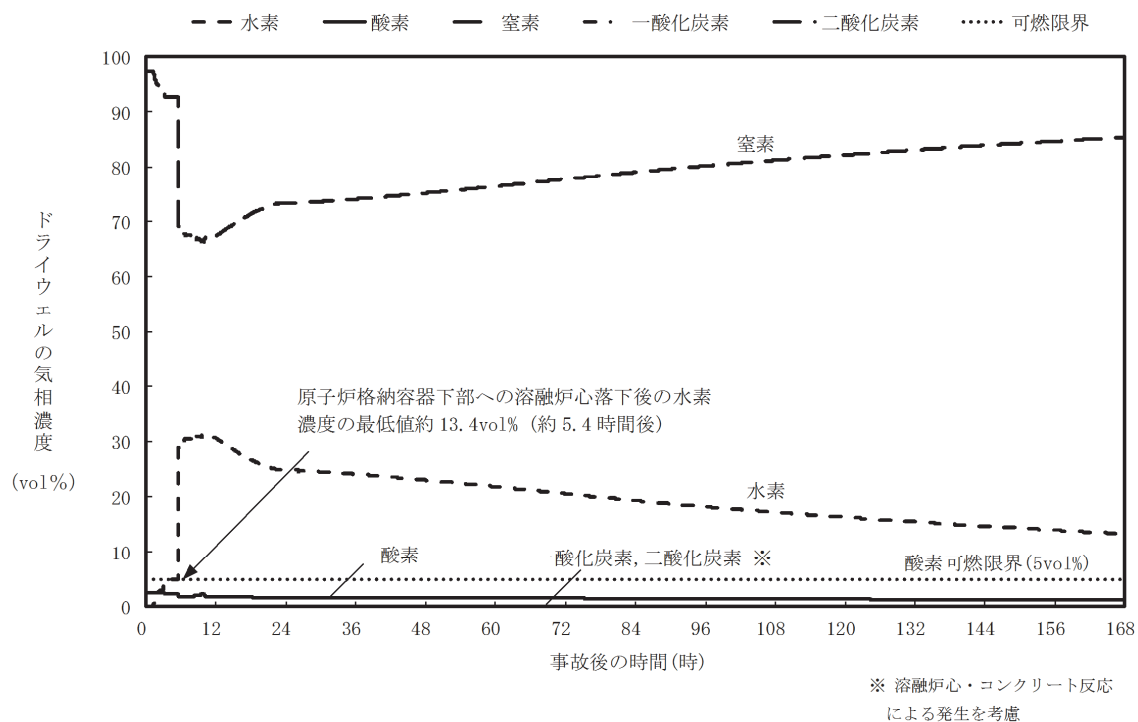
第3.2.5-4図 格納容器温度の推移



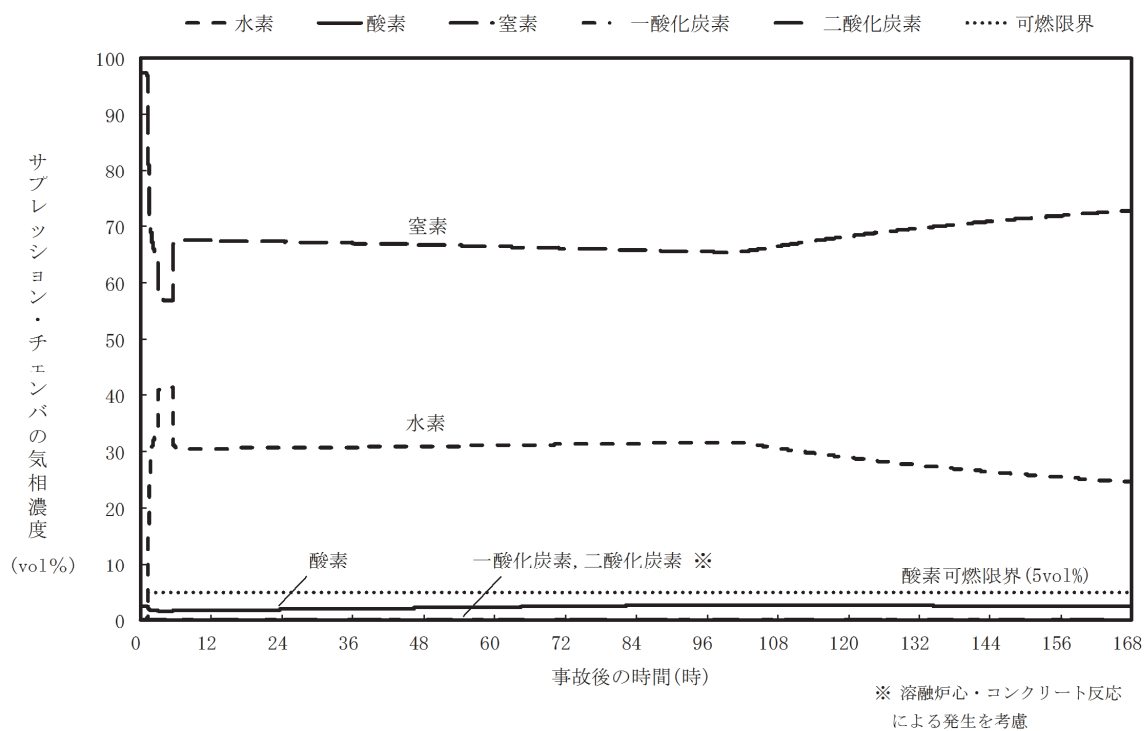
第3.2.5-5図 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)



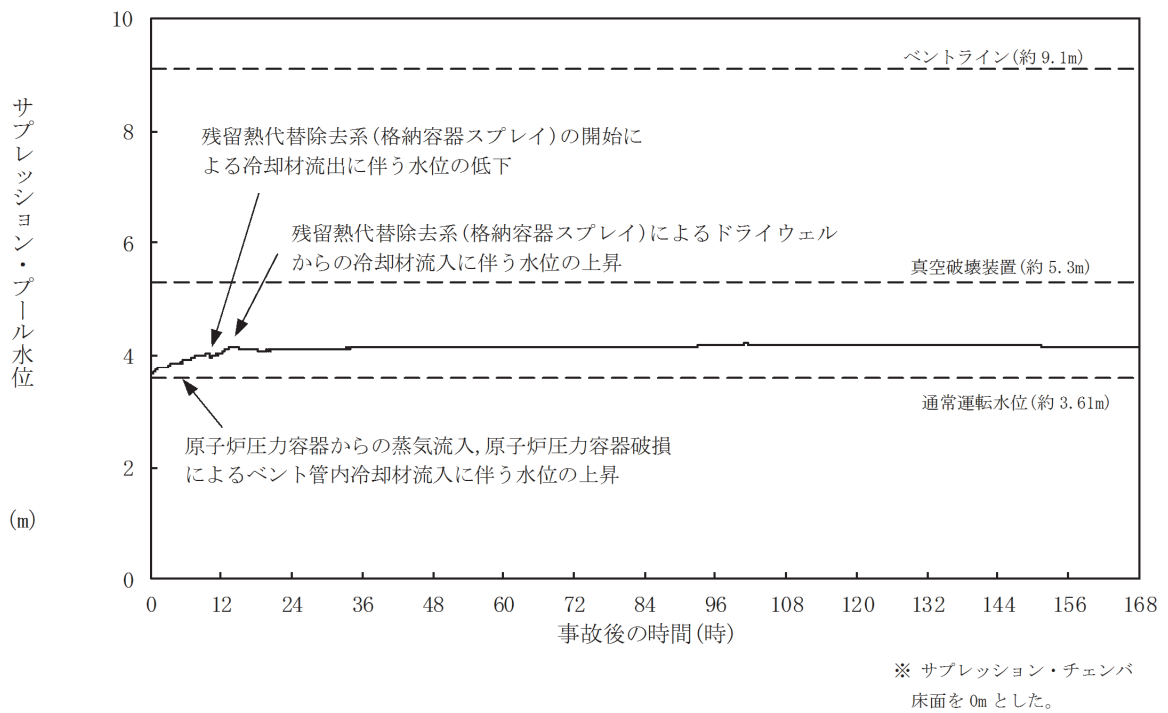
第3.2.5-6図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)



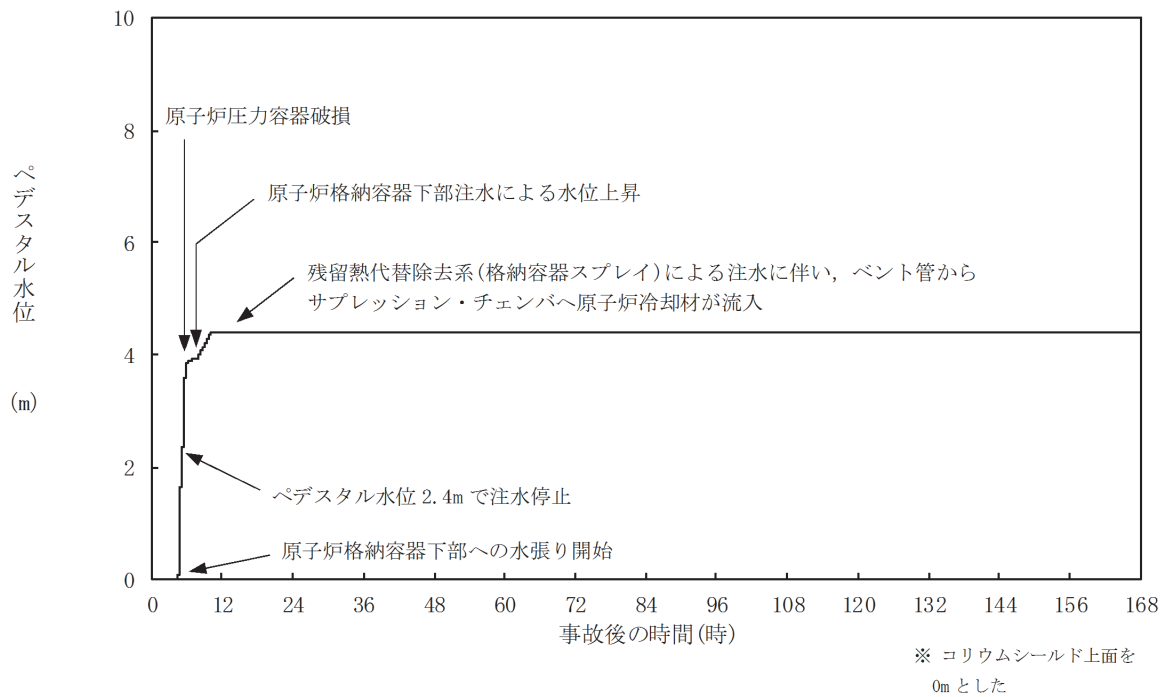
第3.2.5-7図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)



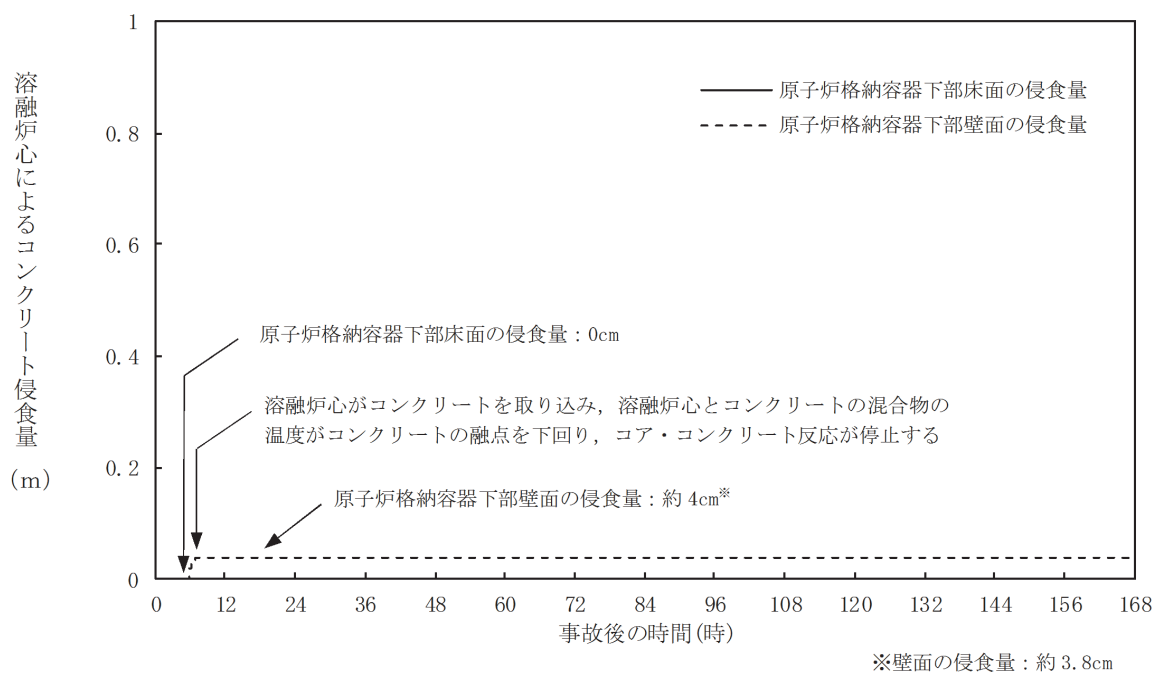
第3.2.5-8図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)



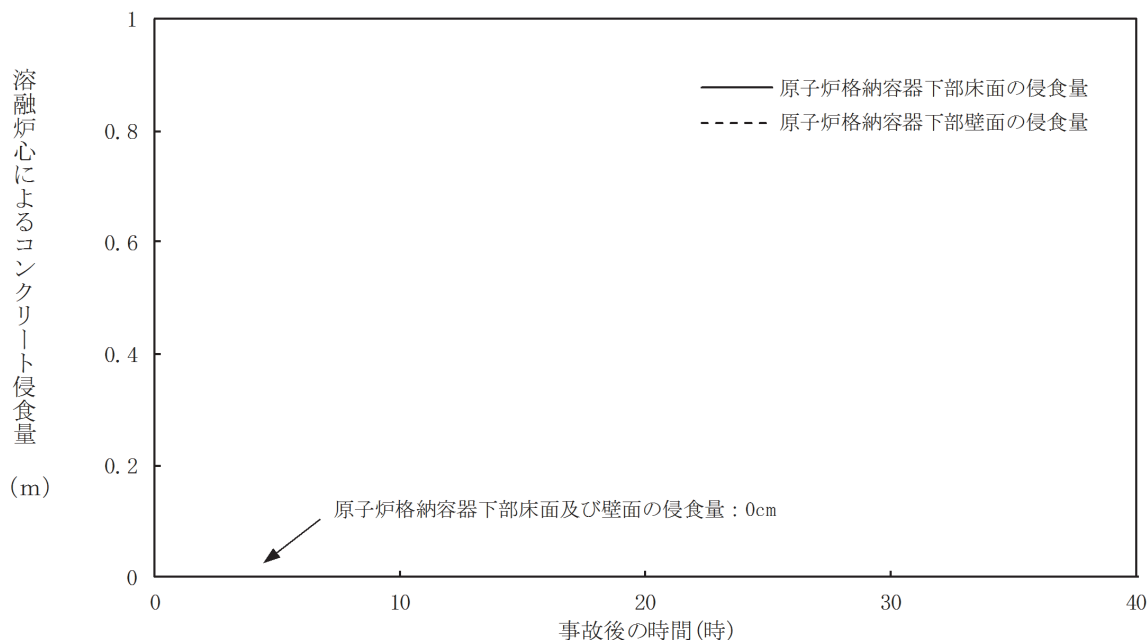
第3.2.5-9図 サプレッション・プール水位の推移



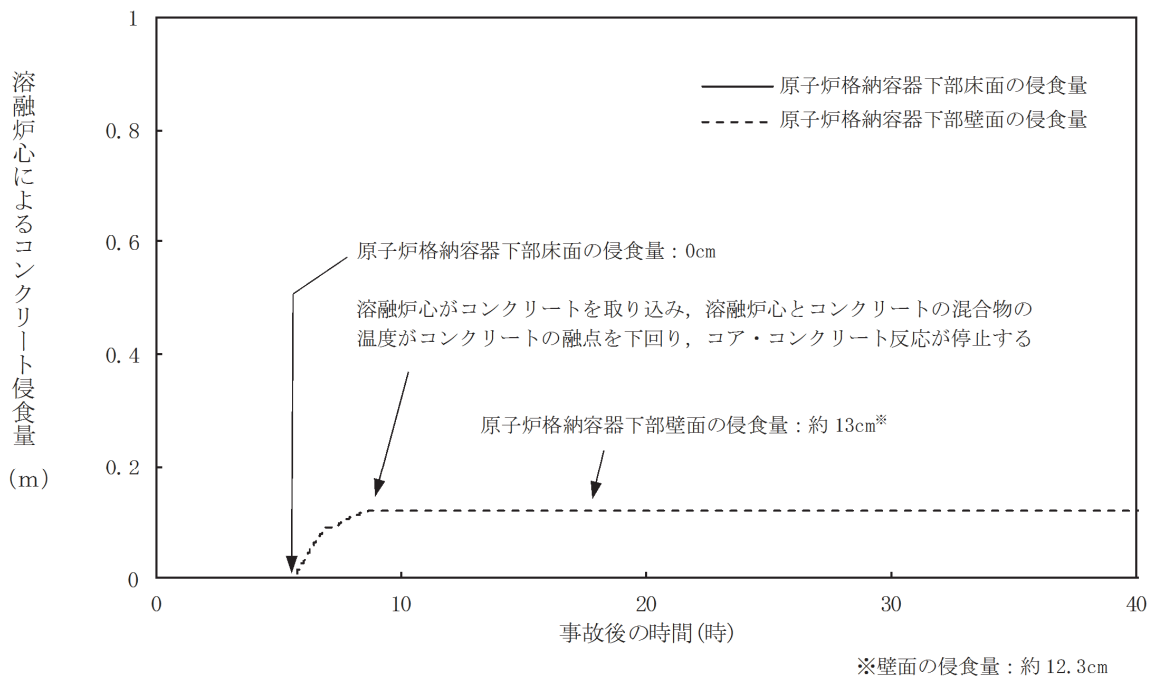
第3.2.5-10図 ペDESTAL水位の推移



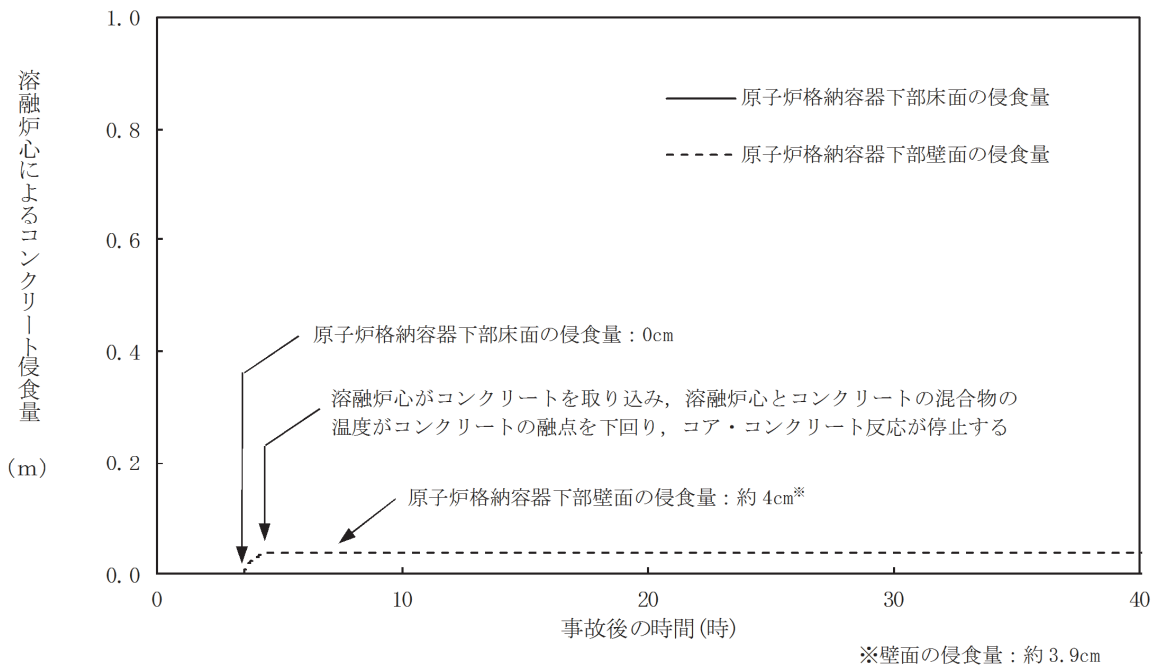
第3.2.5-11図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



第3.2.5-12図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の拡がりを抑制した場合)



第3.2.5-13図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)



第3.2.5-14図 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)

3.3 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設における想定事故において、その発生原因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

3.3.1 想定事故 1

3.3.1.1 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、「2.2 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 3.3.1-1 図に、手順の概要

を第 3.3.1-2 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操作手順の関係を第 3.3.1-1 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 3.3.1-3 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。

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、燃料プール水位・温度（SA）等である。

※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。

3.3.1.2 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、「2.2 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。

(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3.3.1-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

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。

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 48m³/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 48m³/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、「2.3.5 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℃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3.3.1-4図に、燃料プール水位と線量率の関係を第3.3.1-5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℃/hで上昇し、事象発生から約7.9時間後に100℃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3.3.1-4図に示すとおり、水位低下することなく通常水位のままであるため、燃料棒有効長頂部は冠水維持される。燃料プール水は事象発生約7.9時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。

また、第 3.3.1-5 図に示すとおり、燃料プール水位は通常水位のままであるため、燃料プール周りの線量率は、約 $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり、必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量率の評価点は原子炉建物原子炉棟 4 階の燃料取替機台車床としている。

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、「2.2.3.2 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。

3.3.1.3 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 3.3.1-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、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 分後までに燃料プルスプレイ系（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－272 mm

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。

(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。

(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。

3.3.1.4 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、「3.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 24 名である。「3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、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、「3.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料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。

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 11m³の軽油が必要となる。合計約 711m³の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約 730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給、燃料プールのスプレイ系（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 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。

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。

3.3.1.5 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1に対して有効である。

第3.3.1-1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。	【非常用ディーゼル発電機等】※ 【非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等】※	—	【残留熱除去ポンプ出口圧力】※ 【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。	—	—	【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。)
燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水	燃料プールのスプレイ系 (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、蒸発量に応じた注水量を維持する。	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、蒸発量に応じた注水量を維持する。	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)

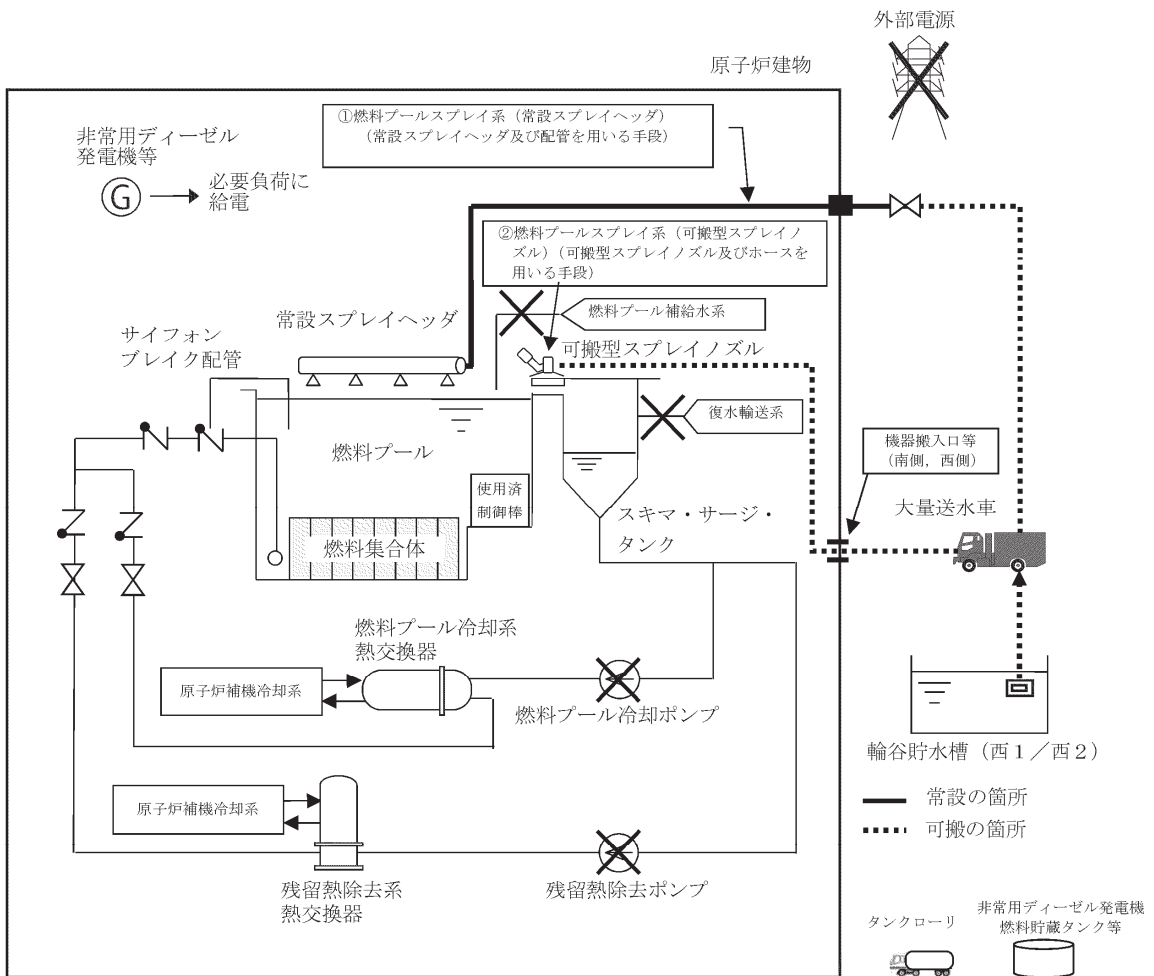
■：有効性評価上考慮しない操作

第3.3.1-2表 主要評価条件 (想定事故1)

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	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態を想定
	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ス系 (可搬型スプレイズル)	燃料プールスプレイス系 (可搬型スプレイズル) 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系 (可搬型スプレイズル) による燃料プールへの注水	燃料プールスプレイス系 (可搬型スプレイズル) 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

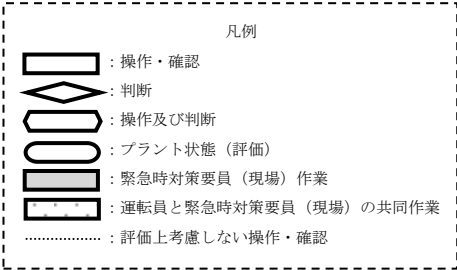
※1 島根2号炉の定期検査における実績を確認し、解列後の全制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約5日及び全燃料取り出しの最短時間約5日を考慮して原子炉停止後10日を設定。原子炉停止後10日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

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



第3.3.1-1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)

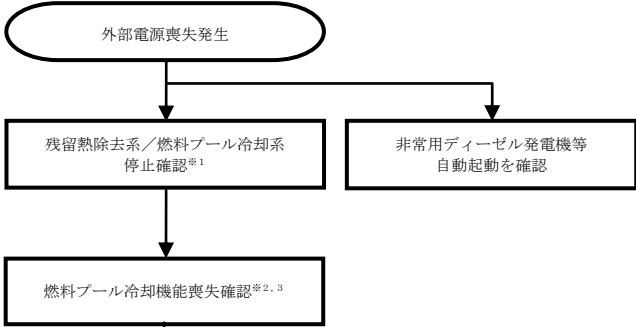
プラント前提条件
 ・プラント停止後 10 日目
 ・全燃料取出し及びプールゲート「閉」



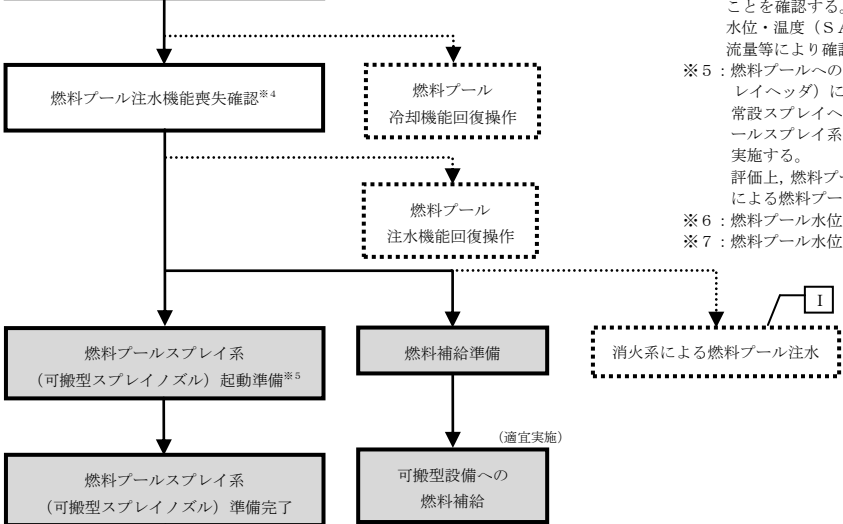
【 】 : 時刻 (評価条件)

< > : 時刻 (評価結果)

【0秒】

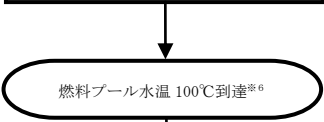


【10分】

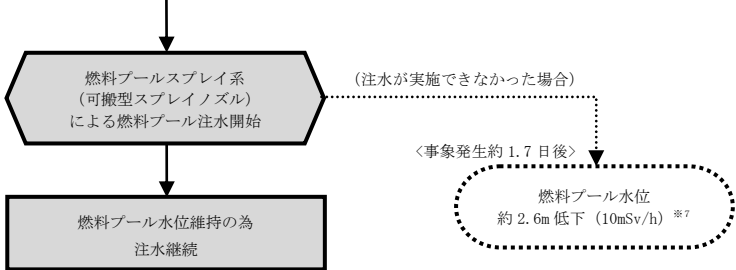


- ※1 : 中央制御室にて各機器の停止を、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※2 : 残留熱除去系及び燃料プール冷却系の再起動が困難な場合、燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。燃料プールの冷却機能は、燃料プール水位・温度 (SA)、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※3 : 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての作業員が退避するまでの時間は、1時間30分程度である。
- ※4 : 残留熱除去系、燃料プール補給水系及び復水輸送系の再起動が困難な場合、燃料プ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。

<約 7.9 時間>



【約 7.9 時間】



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、注水システム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。

【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。

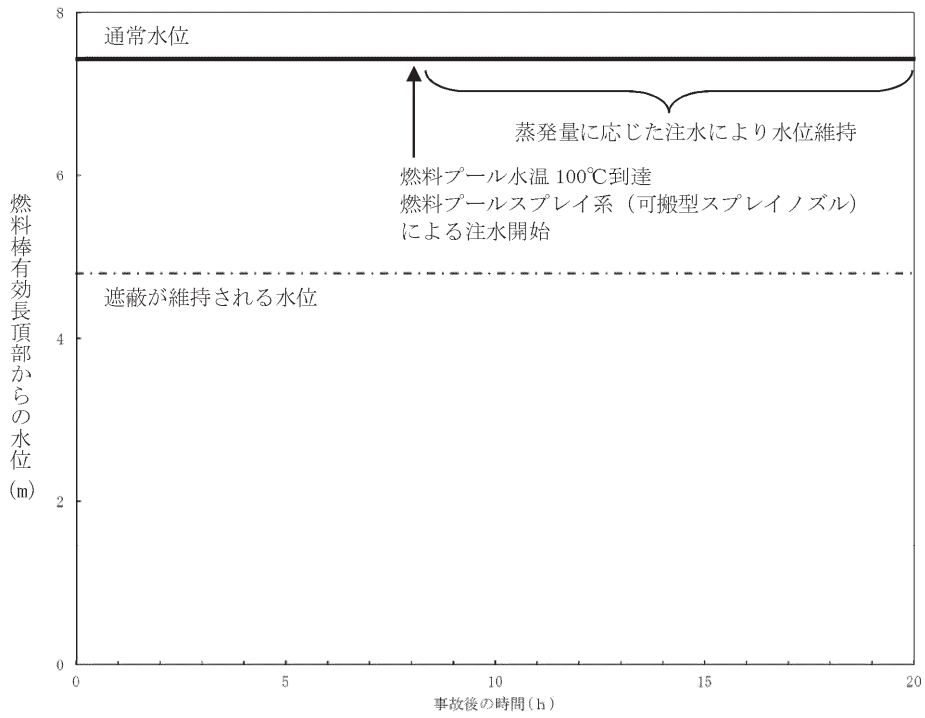
第 3.3.1-2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要

想定事故 1

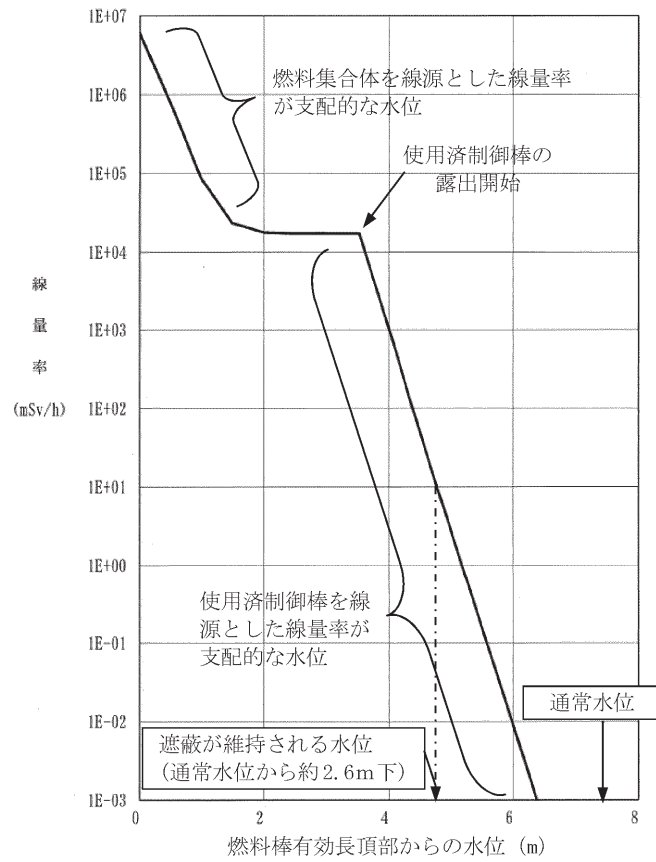
実施箇所・必要人員数	経過時間 (分)											経過時間 (時間)							経過時間 (日)							備考
	10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	5	6	7						
	----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- -----											----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- -----							----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- ----- -----							
操作項目	責任者	当直長	1人	中央制御監視 緊急時対策本部連絡																						
	指揮者	当直副長	1人	運転操作指揮																						
通報連絡者	緊急時対策本部要員	5人	初動での指揮 中央制御監視 緊急時外部連絡																							
運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																								
状況判断	1人		A		<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失確認 非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 残留熱除去系停止/燃料プール冷却系停止確認 燃料プール冷却機能喪失確認 燃料プール注水機能喪失確認 燃料プール水位・温度監視 																					
	10分		適宜実施																							
	14人		a~n		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系、燃料プール冷却系 機能回復 残留熱除去系、燃料プール補給水系、復水輸送系 機能回復 放射線防護員準備 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、ホース展開、接続) 原子炉建物内ホース敷設、可搬型スプレインノズル準備 																					
	2人		a, b		適宜実施																					
	1人		A		<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車による燃料プールへの注水 放射線防護員準備 																					
	2人		o~p		<ul style="list-style-type: none"> 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 大量送水車への補給 																					
必要人員数 合計	1人		A		16人 a~p																					

原子炉運転中における燃料プールでの事故を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故の対応と燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く (運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで1日以上)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員により対応可能である。

第 3.3.1-3 図 「想定事故 1」 の作業と所要時間



第3.3.1-4図 燃料プール水位の推移 (想定事故1)



第3.3.1-5図 燃料プール水位と線量率 (想定事故1)

3.3.2 想定事故 2

3.3.2.1 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、「2.2 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 3.3.2-1 図に、手順の概要を第 3.3.2-2 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 3.3.2-1 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 3.3.2-3 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（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（S A）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（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 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。

3.3.2.2 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、「2.2 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、配管からの漏えいで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。

(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3.3.2-2

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。

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。

(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 $48\text{m}^3/\text{h}^{*4}$ にて注水する。

※4 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、「2.3.5 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℃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3.3.2-4図に、燃料プール水位と線量率の関係を第3.3.2-5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℃/hで上昇し、事象発生から約7.6時間後に100℃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

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 3.3.2-4 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℃付近で維持される。

また、第 3.3.2-5 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、「2.2.3.2 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。

3.3.2.3 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3.3.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、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

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のスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、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。

(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。

(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。

3.3.2.4 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、「3.3.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 26 名である。「3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、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2において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料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。

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11m³の軽油が必要となる。合計約711m³の軽油が必要となる。非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約730m³の軽油を保有しており、この使用が可能であることから非常用ディーゼル発電機等による電源供給、燃料プールのスプレイ系（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。

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。

3.3.2.5 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3.3.2-1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3.3.2-1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
燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールの注水	燃料プールのスプレイ系（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※	燃料プール水位・温度（SA） 燃料プール水位（SA） 燃料プールのエア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プールの監視カメラ（SA）（燃料プールの監視カメラ用冷却設備を含む。）
燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイヘッド）による燃料プールの注水	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイヘッド）の準備が完了したところで、燃料プールの注水により、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。	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） 燃料プールのエア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA） 燃料プールの監視カメラ（SA）（燃料プールの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3.3.2-2表 主要評価条件 (想定事故2) (1 / 2)

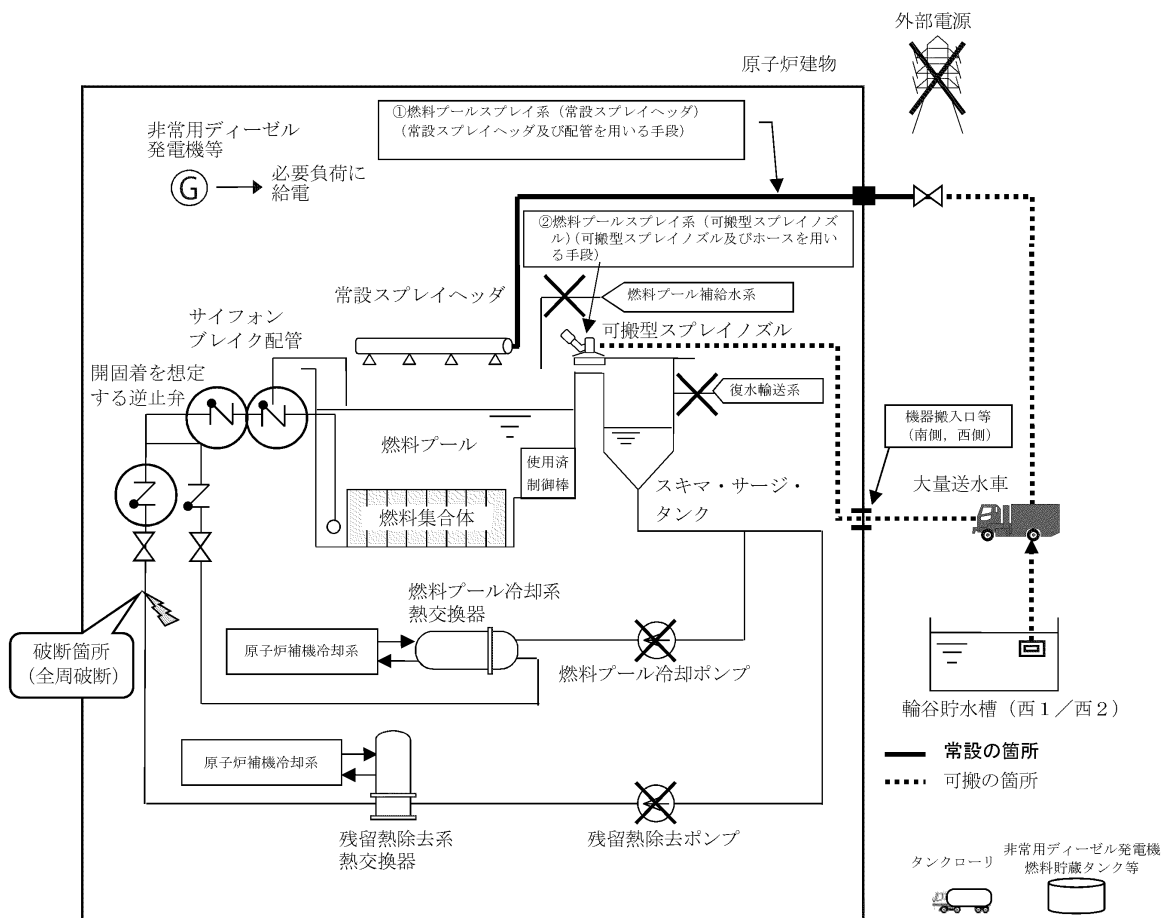
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	燃料プール保有水量	約1,599m ³	保有水量を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定
	燃料プール水位	通常水位	通常水位を設定
	燃料プール水温	65℃	運転上許容される上限値として設定
	燃料の崩壊熱	約7.8MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・9×9燃料45GWd/t ・MOX燃料33GWd/t	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日 ^{※1} ）で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出 また、原子炉停止10日後においては、MOX燃料の方が9×9燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料プール水位低下の観点で厳しいため、燃料プールにおける使用済燃料の崩壊熱はMOX燃料を考慮
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、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3.3.2-2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

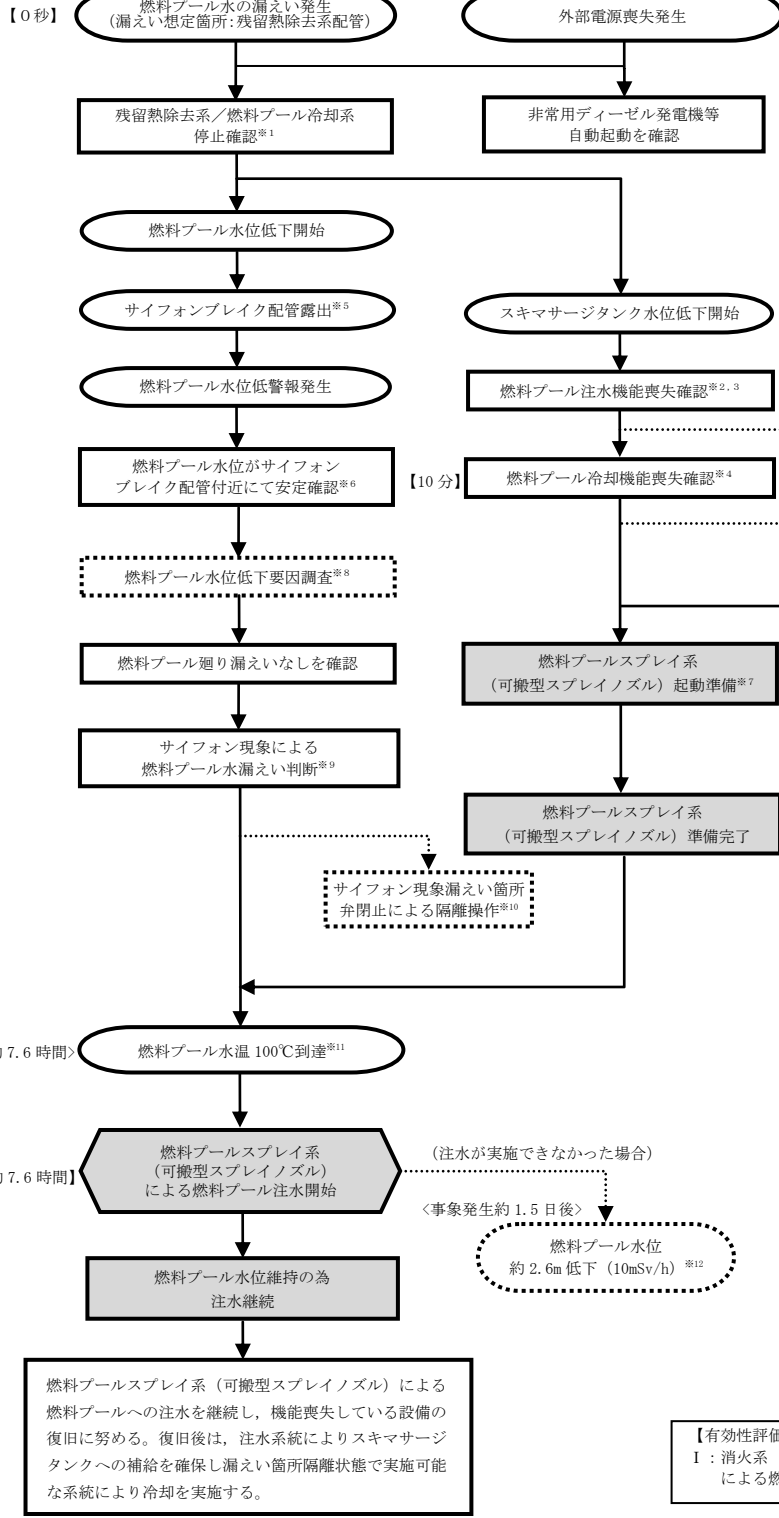
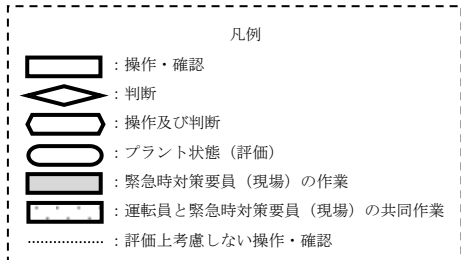
※2 燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) 及び燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の注水容量はともに48m³/h以上である。



第3.3.2-1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)

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）



- ※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、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。
- ※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：注水機能喪失により冷却機能を起動してもスキマサージタンク水位低によりトリップするため機能喪失を判断する。
- ※5：サイフォンブレイク配管位置は通常水位から 0.15m 下に位置している。
- ※6：サイフォンブレイク配管の効果によりサイフォン現象による漏えいは停止し、燃料プール水位がサイフォンブレイク配管位置付近（通常水位から約 0.35m 下）で安定する。
- ※7：燃料プールへの注水は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）により実施する。常設スプレーヘッドによる注水ができない場合、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）による注水を実施する。評価上、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへの注水を実施する。
- ※8：下記により要因調査を実施する。
 ・「燃料プール漏洩」警報発生有無
 ・「燃料プールゲート/圧力容器・格納容器間漏洩」警報発生有無
 ・燃料プール冷却系廻りの漏えい有無
 ・残留熱除去系の漏えい有無
- ※9：燃料プールからの漏えいの形跡が無いこと、サイフォンブレイク配管の露出水位付近で燃料プール水位が安定していることから、サイフォン現象により燃料プール水が漏えいしていたと判断する。
- ※10：サイフォンブレイク配管により燃料プールからの漏えいは停止しているが、破断箇所を系統から隔離するため弁により隔離操作を実施する。
- ※11：燃料プール水位・温度（SA）にて確認する。
- ※12：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、他に取れる手段】
 I：消火系（消火栓を使用した場合、復水輸送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。

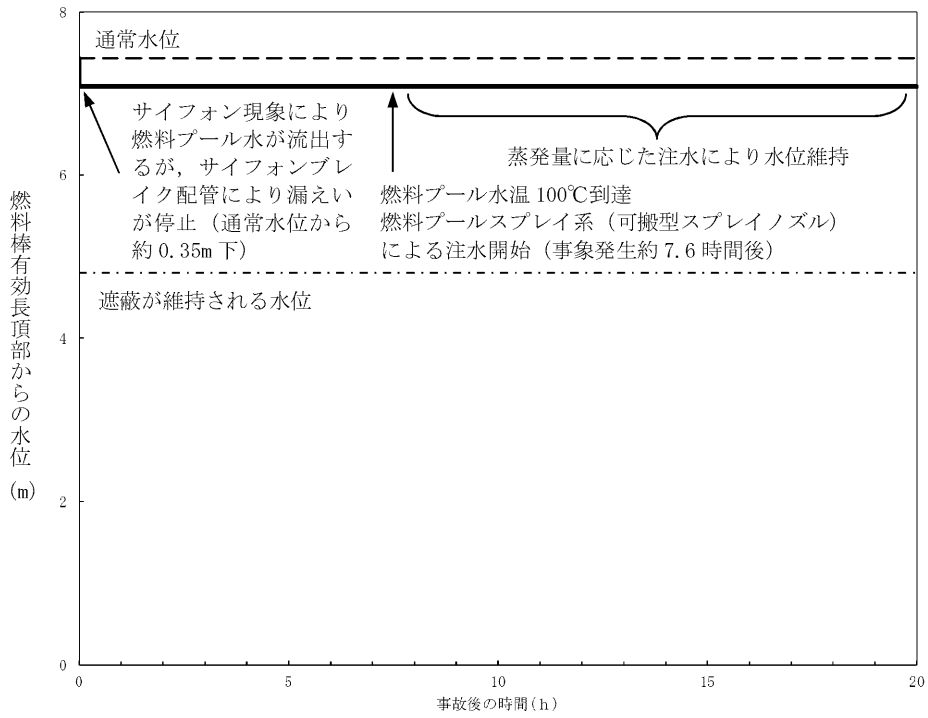
第 3.3.2-2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要

想定事故 2

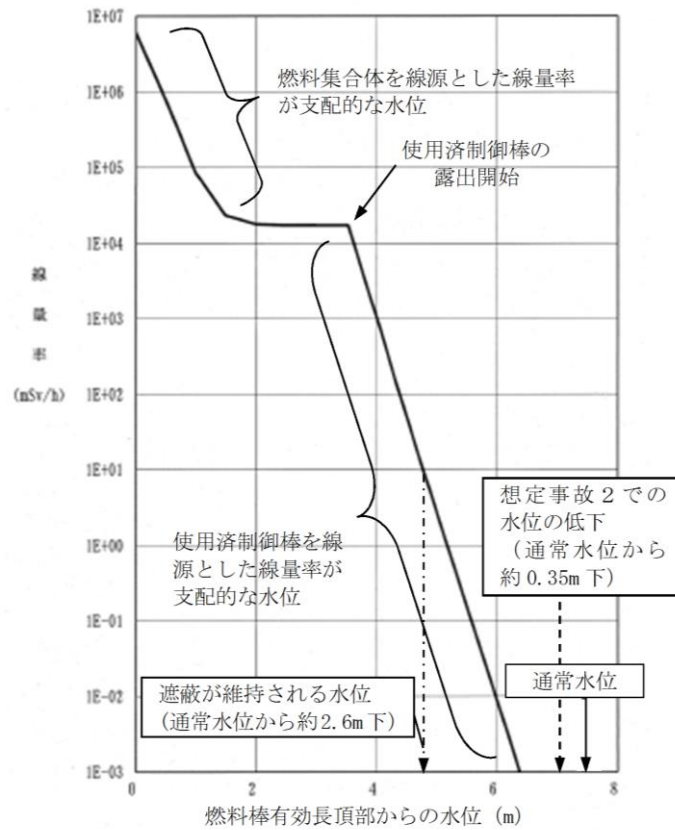
実施箇所・必要人員数	経過時間 (分)											経過時間 (時間)											経過時間 (日)			備考
	経過時間 (分)											経過時間 (時間)											経過時間 (日)			
	10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	5	6	7						
操作項目 責任者 指揮者 通報連絡者 運転員 (中央制御室) 運転員 (現場)	当直長 1人	中央制御室監視 緊急時対策本部連絡	操作内容 ・燃料プール水漏えい発生確認 ・外部電源喪失確認 ・非常用ディーゼル発電機等自動起動確認 ・残留熱除去系停止 / 燃料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 ・残留熱除去系、燃料プール冷却系 機能回復 ・残留熱除去系、燃料プール補給水系、復水輸送系 機能回復 ・警報確認による要因調査 ・現場確認 ・隔離操作 ・放射線防護員準備 ・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、可搬型スプレインゾル準備 ・大量送水車による燃料プールへの注水 ・大量送水車による燃料プールへの注水 ・放射線防護員準備 ・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 ・大量送水車への補給																				10 20 30 40 50 60 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 5 6 7	約7.0時間 燃料プール水温100℃到達 燃料プールスプレイン系による注水開始	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する	
	1人 1人 5人	初動での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡																					14人 a~n	10分 1時間 2時間50分	適宜実施 適宜実施 適宜実施	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する
燃料プール 冷却機能回復操作	1人 A	16人 a~p	10分	適宜実施	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する																					
燃料プール 注水機能回復操作	(1人) A	2人 B,C	10分	適宜実施	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する																					
燃料プール水位低下要因調査	1人 A	2人 B,C	10分	適宜実施	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する																					
燃料プールスプレイン系 (可搬型スプレインゾル) による燃料プール注水	1人 A	2人 B,C	10分	適宜実施	評価上考慮せず 対応可能な要員により対応する																					
燃料プールスプレイン系 (常設スプレインヘッド) による燃料プール注水	1人 A	2人 B,C	10分	適宜実施	評価上考慮せず 注水不可の場合は可搬型スプレインゾルにより対応する																					
燃料補給準備	1人 A	2人 o~p	10分	適宜実施	タンクローリ残量に応じて適宜非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から補給																					
燃料補給作業	1人 A	2人 B,C	2時間30分	適宜実施	タンクローリ残量に応じて適宜非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から補給																					

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 3.3.2-3 図 「想定事故 2」 の作業と所要時間



第3.3.2-4図 燃料プール水位の推移（想定事故2）



第3.3.2-5図 燃料プール水位と線量率（想定事故2）

3.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設において想定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

3.4.1 崩壊熱除去機能喪失

3.4.1.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に含まれる事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び「外部電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、崩壊熱除去機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、崩壊熱除去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、本事故シーケンスグループでは、運転員が異常を認知して、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことによって燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における機能喪失に対して、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、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段及び残留熱除去

系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合については「3.4.2 全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。これらの対策の概略系統図を第 3.4.1-1 図(1)及び第 3.4.1-1 図(2)に、手順の概要を第 3.4.1-2 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 3.4.1-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要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 10 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 名である。必要な要員と作業項目について第 3.4.1-3 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10 名で対処可能である。

a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認

原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し 100℃に到達する。運転員は原子炉水温の上昇等を確認し、崩壊熱除去機能喪失を確認する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器出口温度等である。

b. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持

崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が 100℃に到達し、原子炉圧

力が上昇することから、原子炉を低圧状態に維持するため、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）1個を開操作する。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力（S A）、原子炉圧力等である。

c. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水

崩壊熱除去機能喪失により原子炉冷却材が蒸発し、原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。

残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去ポンプ出口流量等である。

d. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切替えを行い、崩壊熱除去機能を回復する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度等である。

崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。

3.4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価するうえで選定した重要事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「崩

壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態は、崩壊熱、原子炉冷却材の保有水量及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A格納容器及び原子炉圧力容器の開放並びに原子炉ウェル満水への移行状態」が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の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第3.4.1-2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 原子炉圧力容器の状態

原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。

(b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約14.0MWである。

なお、崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約23m³/hである。

(c) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉水温は52℃とする。

(d) 原子炉圧力

原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする^{※1}。

※1 実操作では残留熱除去系（低圧注水モード）の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、残留熱除去系（低圧注水モード）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため、原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。

(b) 安全機能喪失に対する仮定

起因事象の想定により、運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用でき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、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点で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) 残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は $1,136\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(b) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 9 MW（原子炉冷却材温度 52°C 、海水温度 30°C において）とする。

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、「2.3.5 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) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認を考慮し、事象発生から 2 時間後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第 3.4.1-4 図に、原子炉水位と線量率の関係を第 3.4.1-5 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し、事象発生から約 0.9 時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能喪失に伴う原子炉水温の上昇により異常を認知し、事象発生から 2 時間後に待機中の残留熱除去ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水モード）による注水を行う。

原子炉水位回復から約 30 分後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）へ切り替え、除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する^{※2}。

※2 原子炉冷却材の温度が 100°C の場合における残留熱除去系（原

原子炉停止時冷却モード) 1系統での除熱能力は、燃料の崩壊熱を上回るため、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)への切替えを実施することで原子炉水温は低下する。

実操作では残留熱除去系(低圧注水モード)の準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、残留熱除去系(低圧注水モード)の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。そのため、原子炉圧力が大気圧で維持されているとした評価は保守的な条件となる。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第3.4.1-4図に示すとおり、燃料棒有効長頂部の約4.0m上まで低下するに留まり、燃料は冠水維持される。

原子炉圧力容器は未開放であり、第3.4.1-5図に示すとおり、必要な遮蔽^{※3}が維持される水位である燃料棒有効長頂部の約1.8m上を下回ることがないため、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。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による除熱を継続することで、長期的に安定状態を維持できる。

本評価では、「2.2.4.2 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。

※3 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。崩壊熱除去機能喪失における原子炉建物原子炉棟4階からの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。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建物原子炉棟4階での操作を必要な作業としていないが、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)を使用した燃料プールへの注水につ

いて仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

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。

この線量率となる水位は燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上(通常水位から約 3.3m 下)の位置である。

3.4.1.3 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。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能を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、待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水操作とする。

(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 3.4.1-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、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られらる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 14.0MW に対して最確条件は約 14.0MW 以下であり、本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、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが、

注水操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 46℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃、原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本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原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去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。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、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。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではな

く、崩壊熱除去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。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事象ごと異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価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。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

(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 14.0MW に対して最確条件は約 14.0MW 以下であり、本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、原子炉水温の上昇及び原子炉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。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間、燃料棒有効長頂部到達まで事象発生から約 4.2 時間となることから、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保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。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃ に対して最確条件は約 29℃～約 46℃ であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とし

た場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保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。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、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原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで水位が低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、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。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉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}。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価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。原子炉圧力容器の開放

時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

※4 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。

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

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）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2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、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知により原子炉注水の必要性を確認し操作を実施することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の注水操作開始を設定しているが、実態の注水操作開始時間は早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）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、原子炉水位の低下を緩和す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。

(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。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による注水操作

について、通常運転水位から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 4.3 時間、原子炉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 6.1 時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から 2 時間後であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

(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。

3.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「3.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 10 名である。「3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の 43 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、水源、燃料及び電源の資源は、「3.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必

要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。

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。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について、7日間の継続が可能である。

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。

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。

3.4.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、原子炉の運転停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障により、崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対する燃料損傷防止対策としては、

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。

第3.4.1-1表 「崩壊熱除去機能喪失」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	
<p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認</p>	<p>原子炉の運転停止中に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。これにより、原子炉水温が上昇し100℃に到達する。</p>	<p>【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】※</p>	<p>—</p>	<p>計装設備 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※ 【残留熱除去系熱交換器出口温度】※</p>
<p>逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持</p>	<p>崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温が100℃に到達し原子炉圧力が上昇することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため、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)1個を開操作する。</p>	<p>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)※</p>	<p>—</p>	<p>原子炉圧力(SA) 原子炉圧力※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※ 【残留熱除去系熱交換器出口温度】※</p>
<p>残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水</p>	<p>崩壊熱除去機能喪失により、原子炉冷却材が蒸発し原子炉水位が低下するため、中央制御室からの遠隔操作により待機していた残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。</p>	<p>【残留熱除去系(低圧注水モード)】※ サブレーション・チェンバ※</p>	<p>—</p>	<p>原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域)※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※</p>
<p>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による崩壊熱除去機能回復</p>	<p>残留熱除去系(低圧注水モード)運転による原子炉水位回復後、中央制御室及び現場にて残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)へ切替えを行い、崩壊熱除去機能を回復する。 崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。</p>	<p>【残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)】※</p>	<p>—</p>	<p>原子炉水位(SA) 原子炉水位(広帯域)※ 【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※</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3.4.1-2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）（1 / 2）

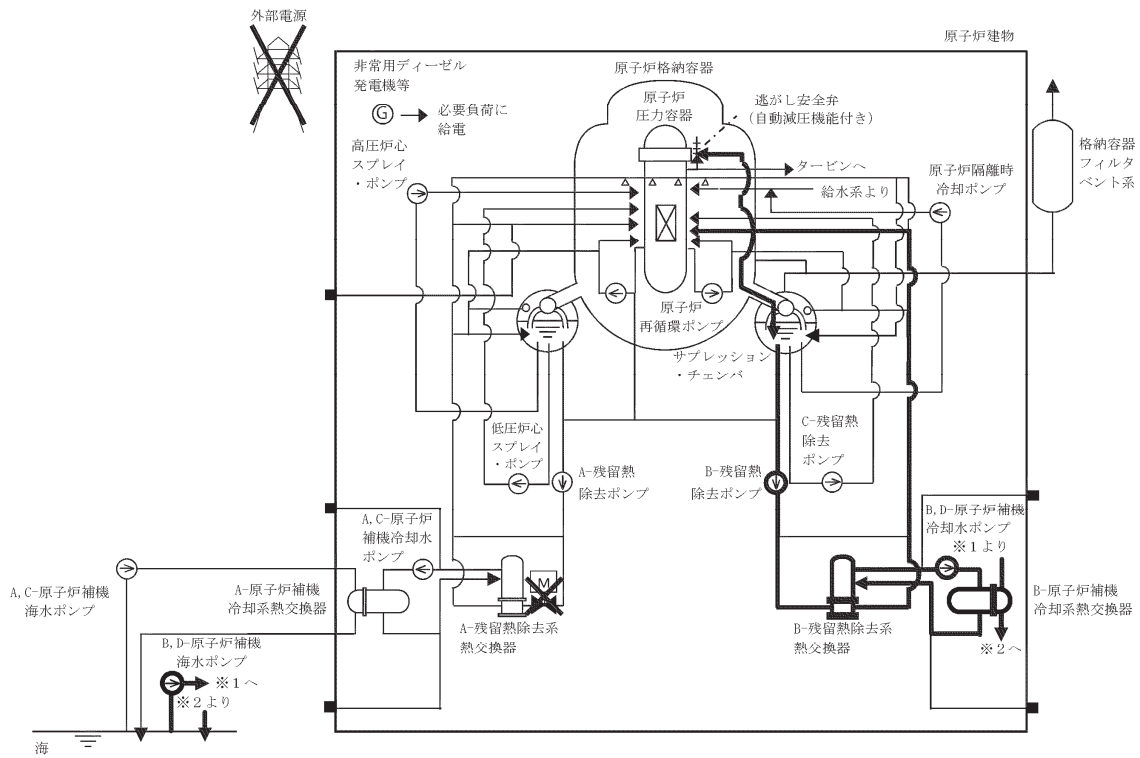
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
燃料の崩壊熱	約14.0MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止1日後 ^{※1})	平衡炉心燃料の平均燃焼度33GWd/t ^{※2} を基に, ANS I / ANS - 5.1-1979にて算出した原子炉停止1日後の崩壊熱として設定 また, 原子炉停止1日後においては, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 原子炉水位低下の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料(A型)の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料(A型)を設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	原子炉停止1日後の水位
原子炉水温	52℃	原子炉停止1日後の実績を踏まえ, 原子炉は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)にて冷却されているため, その設計温度である52℃を設定
原子炉圧力	大気圧	原子炉停止1日後の実績を考慮して設定
起因事象, 安全機能の喪失に対する仮定	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障を仮定
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は, 崩壊熱除去機能の喪失に伴う原子炉水位の低下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 原子炉停止1日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが, 崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

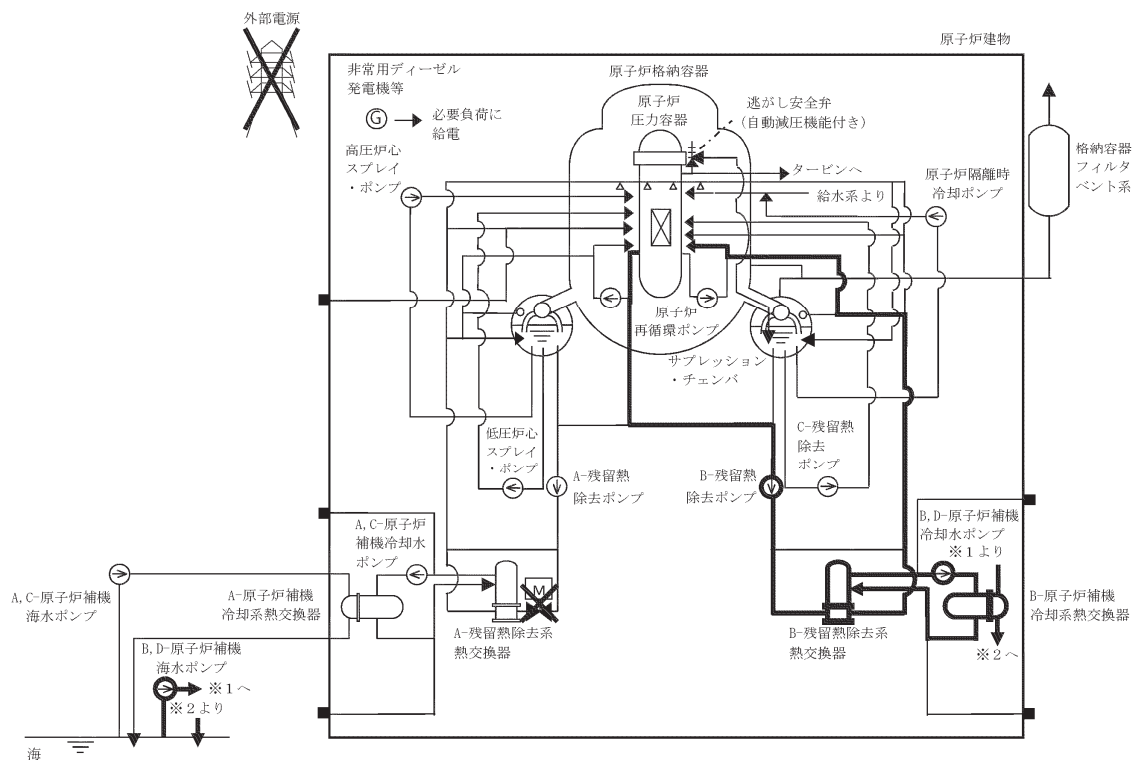
※2 サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮

第3.4.1-2表 主要評価条件（崩壊熱除去機能喪失）（2 / 2）

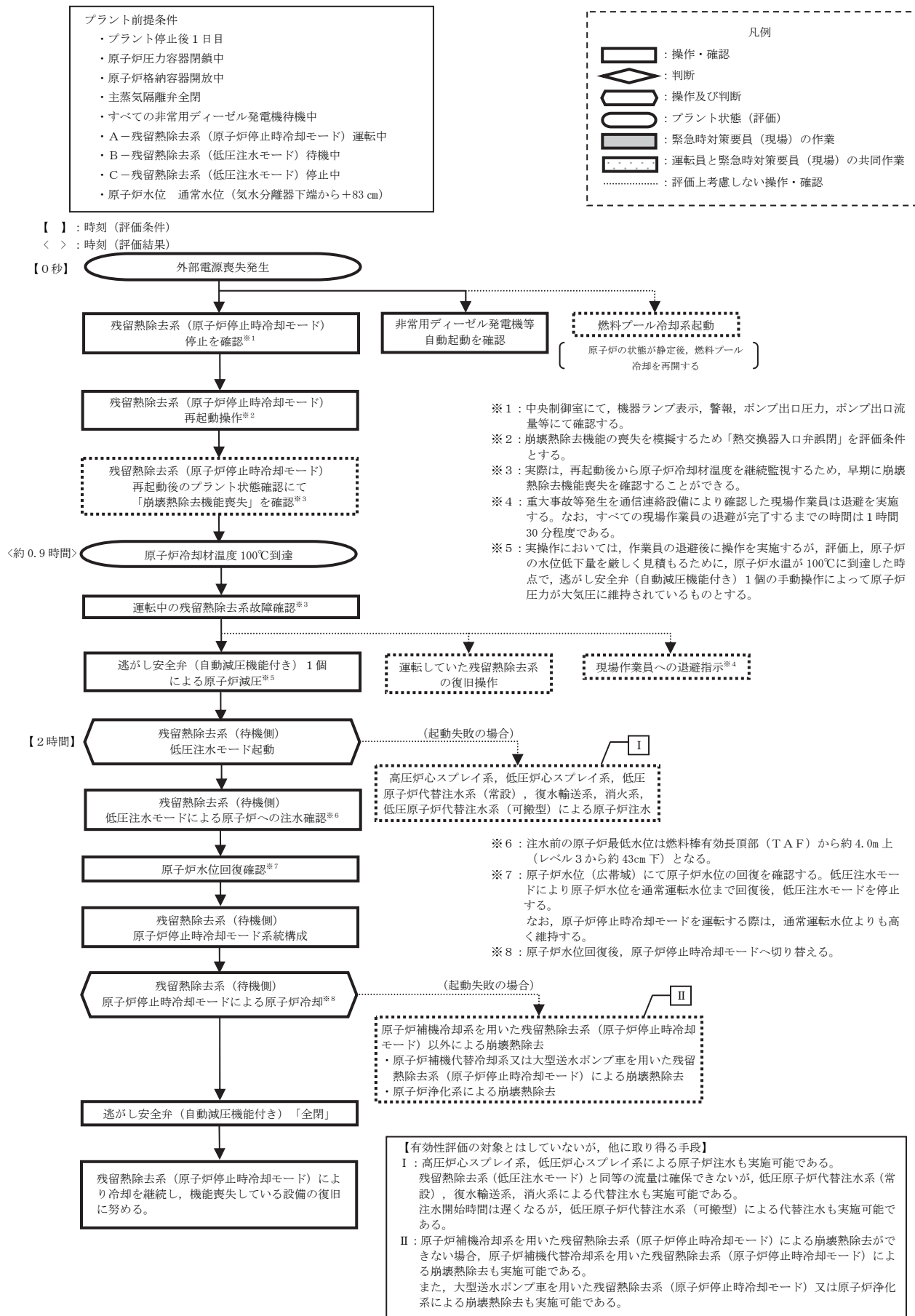
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	残留熱除去系（低圧注水モード）	残留熱除去系（低圧注水モード）の設計値として設定
	1, 136 m ³ /hで注水	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の設計値として設定 （原子炉水位回復後は崩壊熱相当の注水を実施することで水位を維持するが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を実施すること とで原子炉内の崩壊熱を除去できるため、注水が不要となる）
重大事故等対 策に関連する 操作条件	熱交換器1基あたり約9MW（原子炉冷却材温度52℃、海水温度30℃において） 事象発生から2時間後	残留熱除去系の機能喪失に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を 基に、さらに余裕を考慮して設定



第3.4.1-1図(1) 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉停止時冷却失敗, 原子炉減圧及び原子炉注水)



第3.4.1-1図(2) 「崩壊熱除去機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉停止時冷却)

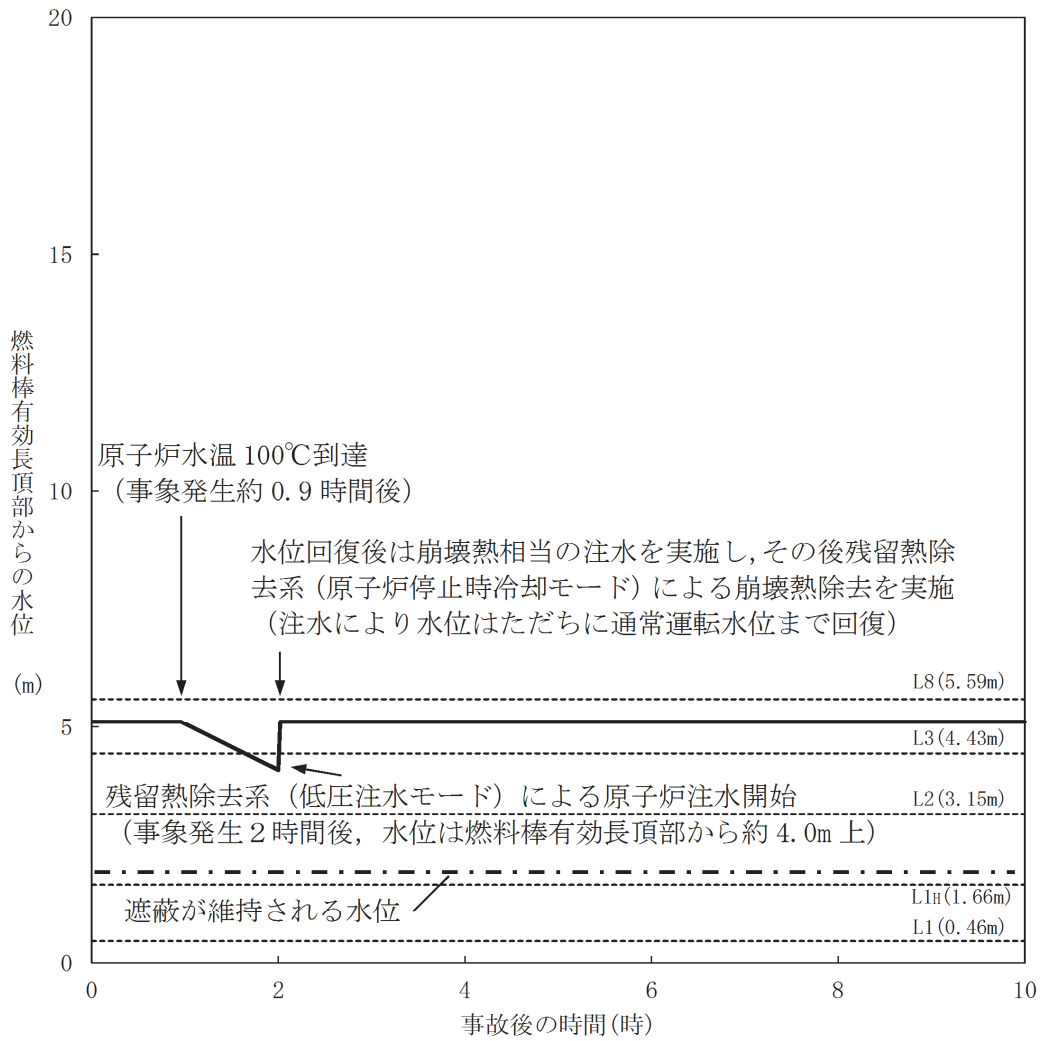


停止中の崩壊熱除去機能喪失

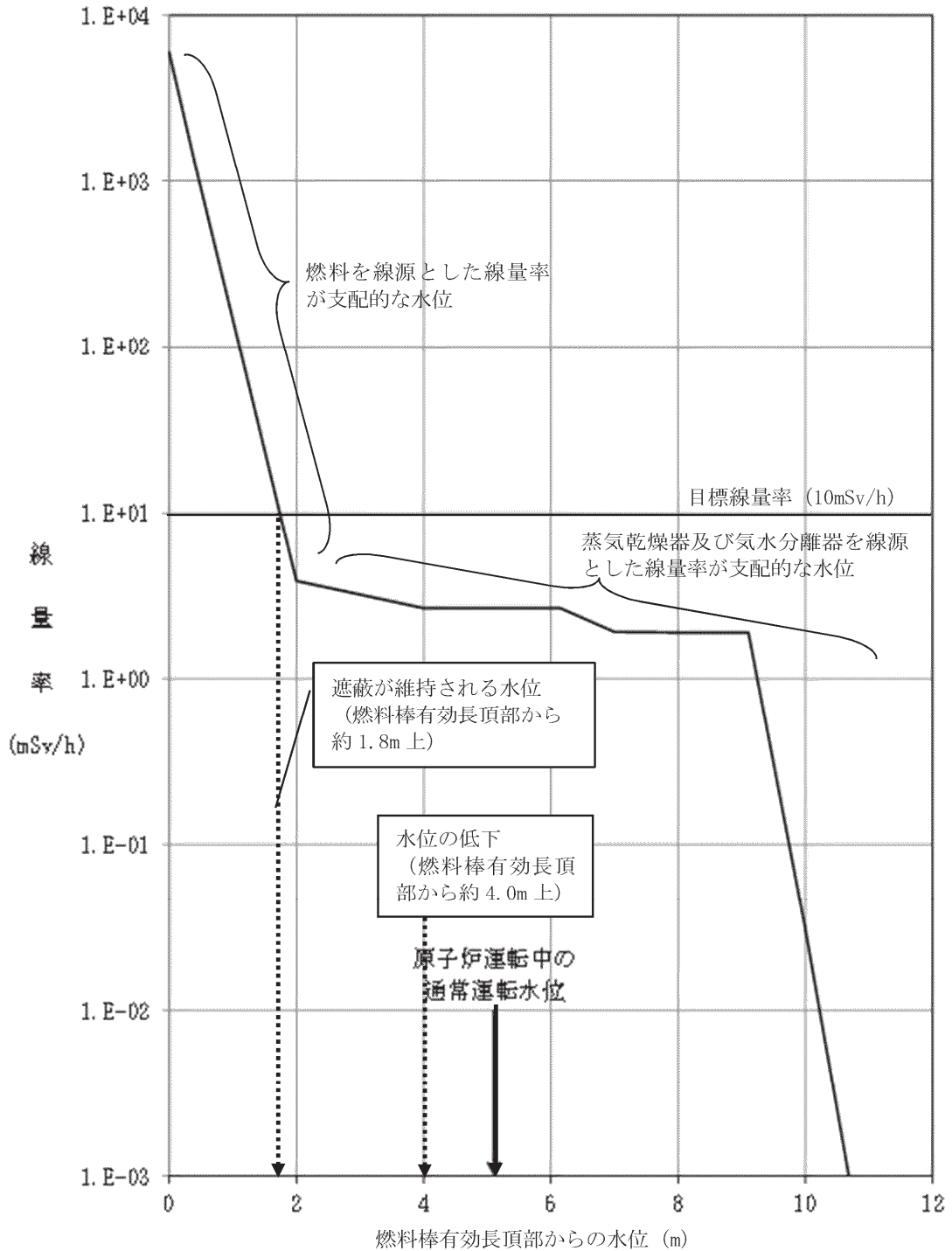
操作項目	実施箇所・必要員数			操作内容	経過時間 (分)											経過時間 (日)			備考							
	責任者	当直長	1人		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		150	160	170	180	5	6	7
	指揮者	当直副長	1人		▽ 事象発生 ▽ フラット状況判断											5	6	7								
操作項目	責任者	当直長	1人	▽ 約0.9時間後 原子炉冷却材温度100°C到達											▽ 2時間後 残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水											
	通報連絡者	緊急時対策本部要員	5人																							
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	緊急時対策要員 (現場)																							
状況判断	1人 A			外部電源喪失確認																						
				非常用ディーゼル発電機等自動起動確認																						
			残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 停止確認																							
			残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 再起動																							
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 機能喪失確認, 機器復旧操作	—	—	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 機能回復																						
現場作業員への速達指示	—	—	—	当直長による現場作業員への速達指示																						
原子炉減圧操作	(1人) A	—	—	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 1個 手動開放操作																						
原子炉水位回復操作	(1人) A	—	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (待機側) 起動/停止操作																						
残留熱除去系 (低圧注水モード) から 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) への切替え	(1人) A	—	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) 系統構成 (中央制御室)																						
		—	2人 B,C	放射線防護具準備																						
		—	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) 系統構成 (現場)																						
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転	(1人) A	—	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) 起動																						
		—	—	原子炉冷却材温度調整																						
燃料プール冷却 再開	(1人) A	—	—	燃料プール冷却系再起動																						
必要員数 合計				1人 A	2人 B,C	—																				

○ 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する員数。

第 3.4.1-3 図 「崩壊熱除去機能喪失」の作業と所要時間



第3.4.1-4図 原子炉水位の推移



第3.4.1-5図 原子炉水位と線量率

3.4.2 全交流動力電源喪失

3.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失＋交流電源喪失」及び「外部電源喪失＋直流電源喪失」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、全交流動力電源が喪失したことによって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、全交流動力電源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、本事故シーケンスグループでは、運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。また、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、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、初期の対策として常設代替交流電源設備による給電手段、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原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 3.4.2-1 図(1)及び第 3.4.2-1 図(2)に、手順の概要を第 3.4.2-2 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 3.4.2-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要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 29 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 19 名である。必要な要員と作業項目について第 3.4.2-3 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、29 名で対処可能である。

a. 全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認

原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による崩壊熱除去機能喪失を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去ポンプ出口流量である。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

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、原子炉補機代替冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）の

準備を開始する。

c. 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉水温が 100℃に到達し，原子炉圧力が上昇することから，原子炉圧力を低圧状態に維持するため，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）1 個を開操作する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による原子炉水温の上昇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。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による原子炉の低圧状態維持を確認するために必要な計装設備は，原子炉圧力（S A），原子炉圧力等である。

d. 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確認後，中央制御室からの遠隔操作により低圧原子炉代替注水ポンプを手動起動し，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，原子炉水位が回復する。

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，原子炉水位（広帯域），代替注水流量（常設）等である。

e. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後，中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転の再開を確認するために必要な計装設備は，残留熱除去系熱交換器入口温度等である。

崩壊熱除去機能回復後，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を全閉

とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。

3.4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価するうえで選定した重要事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失＋交流電源喪失」である。

なお、「3.4.1 崩壊熱除去機能喪失」で考慮している原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合については、事象進展が同様なので併せて本重要事故シーケンスにおいて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱、原子炉冷却材及び注水手段の多様性の観点から、「POS-A 格納容器及び原子炉圧力容器の開放並びに原子炉ウェル満水への移行状態」が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の確保に対して、最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第3.4.2-2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 原子炉压力容器の状態

原子炉压力容器の未開放時について評価する。原子炉压力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。

(b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約14.0MWである。

なお、崩壊熱に相当する原子炉冷却材の蒸発量は約23m³/hである。

(c) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉水位は通常運転水位とし、また、原子炉水温は52°Cとする。

(d) 原子炉圧力

原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、事象発生後において、水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉圧力は大気圧に維持されているものとする^{※1}。

※1 実操作では低圧原子炉代替注水系（常設）の注水準備が完了した後で原子炉減圧を実施することとなり、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水特性に応じて大気圧より高い圧力で注水が開始されることとなる。大気圧より高い圧力下での原子炉冷却材の蒸発量は大気圧下と比べ小さくなるため、原子炉圧力が大気圧に維持されているとした評価は保守的な条件となる。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

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、全交流動力電源を喪失するものとする。また、原子炉補機冷却系の機能喪失を重畳させるものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。起因事象として、外部電源を喪失するものとしている。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水流量は $200\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(b) 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

伝熱容量は、熱交換器 1 基あたり約 15.7MW （原子炉冷却材温度 100°C 、海水温度 30°C において）とする。

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、「2.3.5 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) 事象発生 2 時間までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。

(b) 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 2 時間後から開始する。

(c) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は、軸受等の冷却が必要となるため、原子炉補機代替冷却系の準備が完了する事象発生 10 時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第 3.4.2-4 図に、原子炉水位と線量率の関係を第 3.4.2-5 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより原子炉水温が上昇し、事象発生から約 0.9 時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始める。常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し、事象発生から 2 時間経過した時点で、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、原子炉水位は燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下するにとどまる。原子炉水位回復後は、蒸発量に応じた注水を実施することによって、原子炉水位を適切に維持することができる。

事象発生から 10 時間経過した時点で、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 3.4.2-4 図に示すとおり、燃料棒有効長頂部の約 4.0m 上まで低下するに留まり、燃料は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、第 3.4.2-5 図に示すとおり、必要な遮蔽^{*2}が維持される水位である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上を下回ることがないため、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。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

なお、事象発生前に現場にいた作業員の退避における放射線影響については現場環境が悪化する前に退避が可能であるため、影響はない。

事象発生 2 時間後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された低圧原子炉代替注水系（常設）で原子炉注水を行い、事象発生 10 時間後から、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による除熱を開始することで、長期的に安定状態を維持できる。

本評価では、「2.2.4.2 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。

※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。全交流動力電源喪失における原子炉建物原子炉棟4階からの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。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建物原子炉棟4階での操作を必要な作業としていないが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期事業者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。

この線量率となる水位は燃料棒有効長頂部の約1.8m上（通常水位から約3.3m下）の位置である。

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。

本重要事故シーケンスは、原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）等による崩壊熱除去機能を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、常設代替交流電源設備による受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作並びに原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作とする。

(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3.4.2-2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，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14.0MWに対して最確条件は約14.0MW以下であり，本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，原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されるが，注水操作や給電操作は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく，全交流動力電源の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。

初期条件の原子炉水温は，評価条件の52℃に対して最確条件は約29℃～約46℃であり，本評価条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，事故事象ごとに異なる。原子炉水温が100℃かつ原子炉停止から12時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると，必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした10mSv/hが維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約1.8m上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約2.7時間となることから，評価条件である原子炉水温が52℃，原子炉停止から1日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが，注水操作や給電操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく，全交流動力電源の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。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本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原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作や給電操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失による異常の認知を起点とする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。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、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。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作や給電操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の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。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価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。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

(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 14.0MW に対して最確条件は約 14.0MW 以下であり、本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、原子炉水温の上昇及び原子炉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。仮に、

原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間、燃料棒有効長頂部到達まで事象発生から約 4.2 時間となることから、評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、本時間に対して作業員が現場から退避するまでの時間及び原子炉注水までの時間は確保されているため放射線の遮蔽は維持され、原子炉水位が燃料棒有効長頂部を下回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の原子炉水温は、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 29℃～約 46℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位（必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位）である燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上の高さに到達するまでの時間は事象発生から約 2.7 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなる。

ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保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。

初期条件の原子炉水位は、評価条件の通常運転水位に対して最確条件は通常運転水位以上であり、本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原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなる

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。

初期条件の原子炉圧力は、評価条件の大気圧に対して最確条件も大気圧であり、本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。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間は遅くなり、原子炉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^{*3}。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の未開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なるものであり、本評価条件の不確かさとして、原子炉圧力容器の未開放時は、評価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。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉減圧操作が不要となるが、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。

※3 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した評価。

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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2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、常設代替交流電源設備からの受電操作について

はS A 低圧母線及び2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧原子炉代替注水系（常設）はS A 低圧母線の電源回復後に運転可能であり、原子炉注水操作開始の時間が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、低圧原子炉代替注水ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧原子炉代替注水系（常設）はS A 低圧母線の電源回復後に運転可能であり、原子炉注水操作開始の時間が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は、評価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、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び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、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和す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。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(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。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、通常運転水位から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 4.3 時間、原子炉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 6.1 時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間が事象発生から 2 時間後であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は、事象発生から 10 時間後の操作であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。仮に、操作が遅れる場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注水を継続する。

(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。

3.4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、重大事故等対策時に必要な要員は、「3.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとお

り 29 名である。「3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員，緊急時対策要員等の 43 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において，水源，燃料及び電源は，「3.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

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 300m³ 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 分後以降に輪谷貯水槽（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 日間の継続実施が可能である。

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，これら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，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，これら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原子炉補機代替冷却系の運転について，7日間の継続が可能である。

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。

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については，重大事故対策等に必要となる負荷として，約 2,406kW 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。

蓄電池の容量については，交流電源が復旧しない場合を想定しても，不要な直流負荷の切り離し等を行うことにより，24時間の直流電源供給が可能である。

3.4.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では，原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し，残留熱除去系等による崩壊熱除去機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては，初期の対策として，常設代替交流電源設備による交流電源供給手段，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，原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「外部電源喪失＋交流電源喪失」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、常設代替交流電源設備による交流電源供給、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水及び原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、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）による原子炉注水及び原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第3.4.2-1表 「全交流動力電源喪失」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
全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止による崩壊熱除去機能が喪失する。	B-115V系蓄電池※	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】※
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転停止により原子炉水温が100℃に到達することから、原子炉圧力を低圧状態に維持するため逃がし安全弁（自動減圧機能付き）1個を開操作する。	B-115V系蓄電池※ SA用115V系蓄電池 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）※	—	原子炉圧力（SA） 原子炉圧力※ 原子炉圧力容器温度（SA）
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確認後、中央制御室からの遠隔操作により低圧原子炉代替注水ポンプを手动起動し、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。	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	原子炉水位（SA） 原子炉水位（広帯域）※ 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水槽水位
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転を再開する。崩壊熱除去機能回復後、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を全閉とし、原子炉低圧状態の維持を停止する。	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※ 【残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）】※	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 タンクローリ	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 【残留熱除去系熱交換器入口温度】※

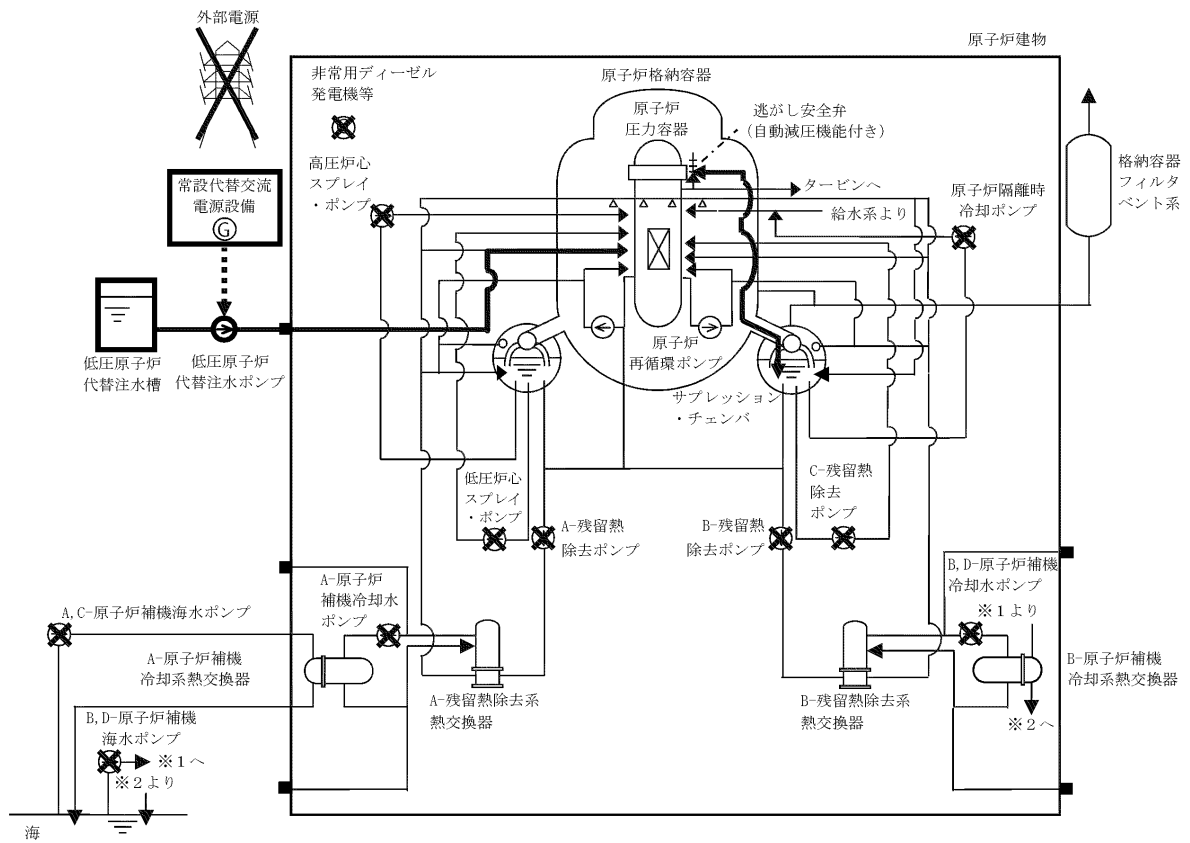
※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第3.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）（1 / 2）

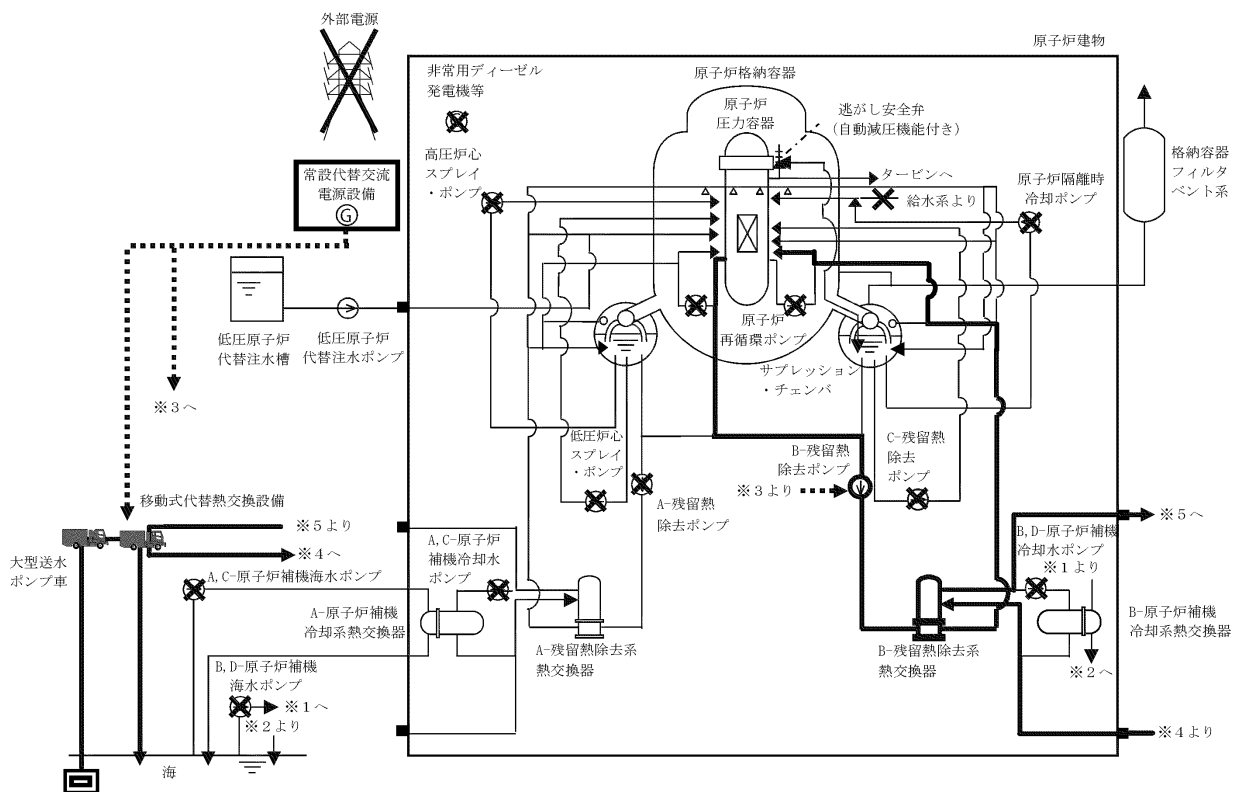
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉圧力容器の状態	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	燃料の崩壊熱	原子炉圧力容器の未開放 約14.0MW (9×9燃料(A型), 原子炉停止1日後 ^{※1})
	原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)
	原子炉水温	52℃
	原子炉圧力	大気圧
	起因事象	外部電源喪失
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失
事故条件	外部電源	原子炉補機冷却系機能喪失 原子炉補機冷却系機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定
	外部電源	外部電源なし
	外部電源	起因事象として, 外部電源が喪失するものとして設定
※1	原子炉停止1日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが, 崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。	
※2	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	

第3.4.2-2表 主要評価条件（全交流動力電源喪失）（2／2）

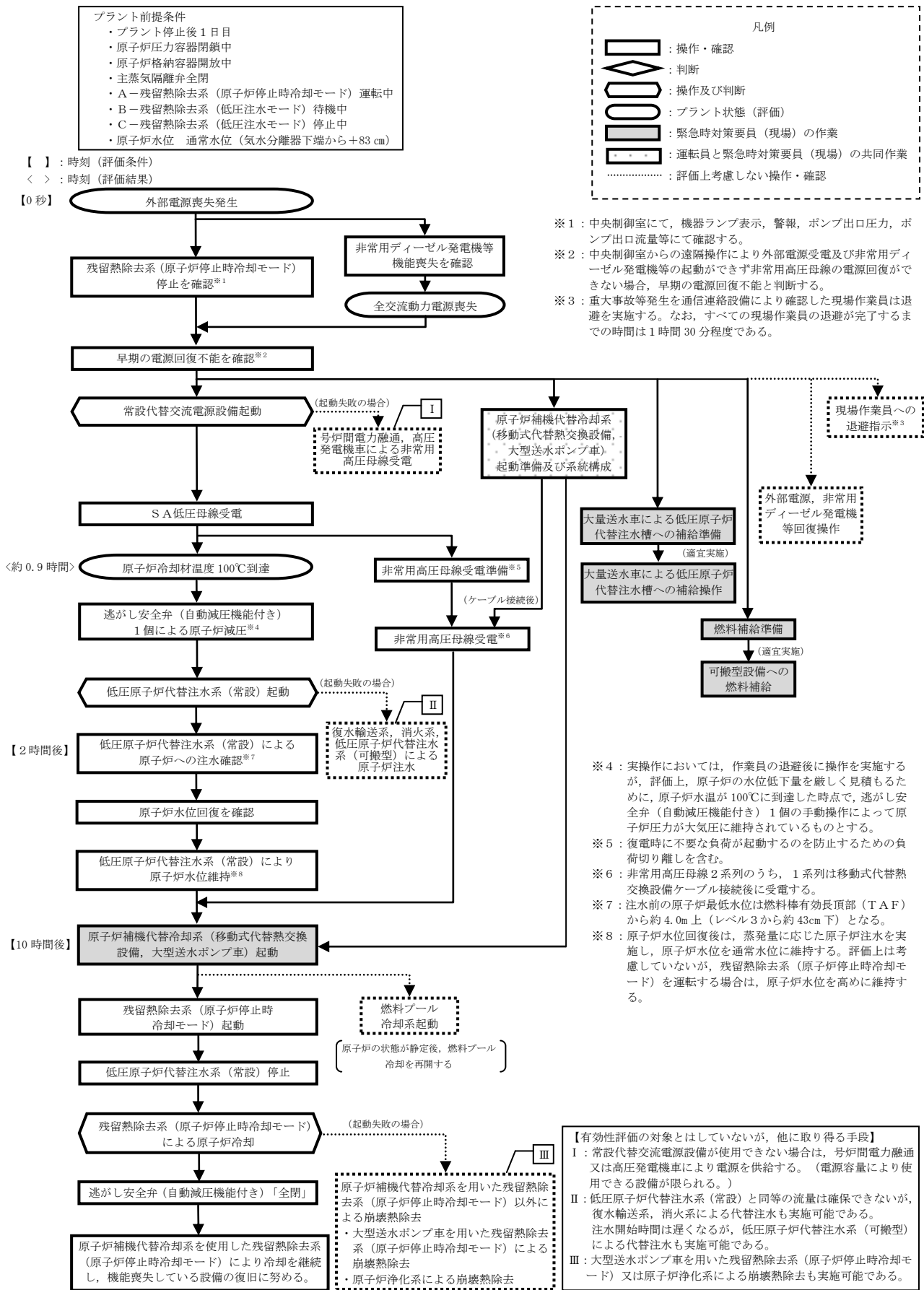
項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	<p>低圧原子炉代替注水系（常設）</p>	<p>低圧原子炉代替注水系（常設）の設計値として設定</p>
	<p>原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）</p>	<p>約熱交換器1基あたり約15.7MW（原子炉冷却材温度100℃、海水温度30℃において）</p> <p>原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定</p>
重大事故等対策に関連する操作条件	<p>常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作</p>	<p>全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定</p>
	<p>原子炉補機代替冷却系運転操作</p>	<p>原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定</p>
	<p>原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作</p>	<p>原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定</p>



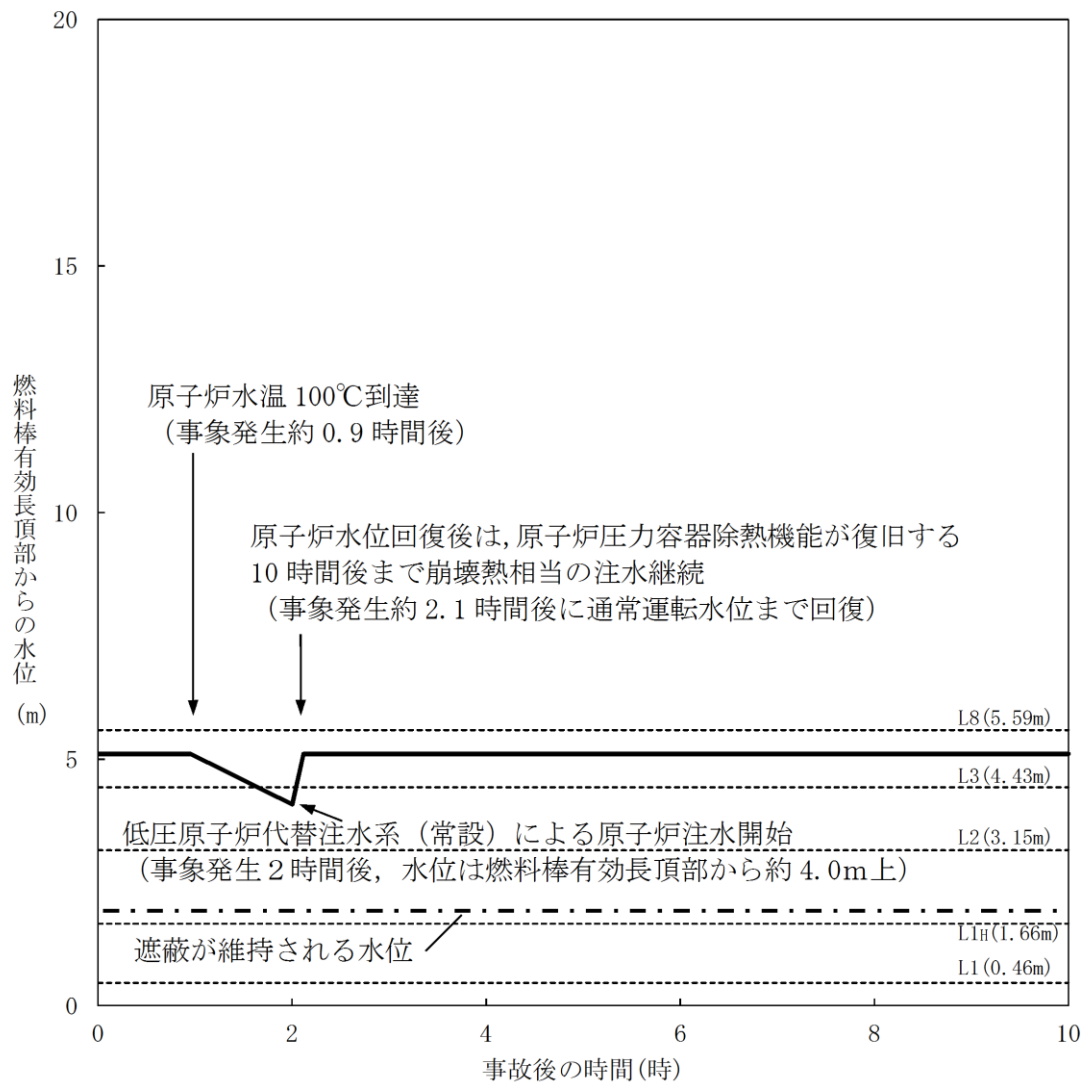
第3.4.2-1図(1) 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉減圧及び原子炉注水)



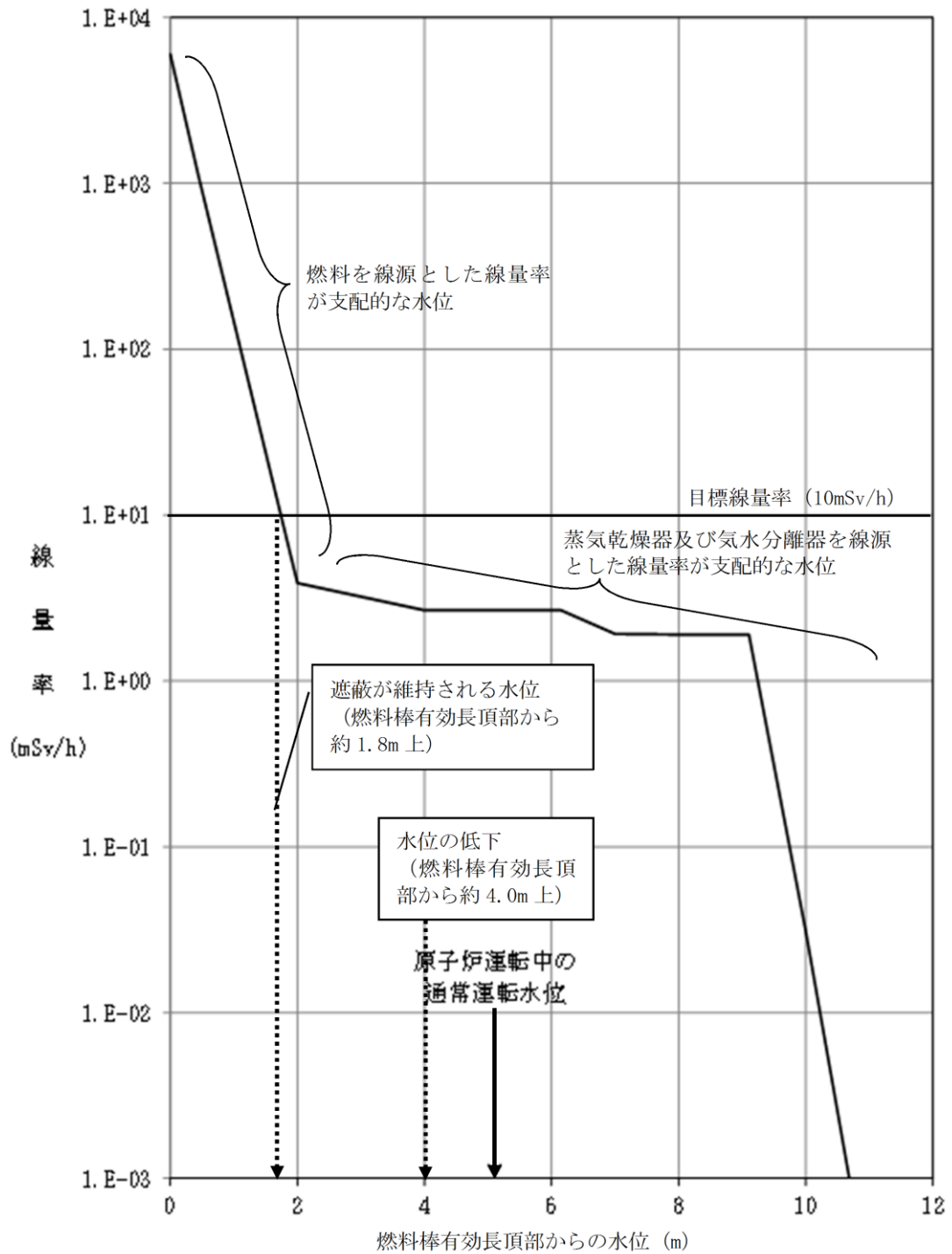
第3.4.2-1図(2) 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (原子炉停止時冷却)



第 3.4.2-2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要



第3.4.2-4図 原子炉水位の推移



第3.4.2-5図 原子炉水位と線量率

3.4.3 原子炉冷却材の流出

3.4.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に含まれる事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」、「原子炉冷却材の流出（原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」、「原子炉冷却材の流出（制御棒駆動機構点検時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」及び「原子炉冷却材の流出（局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材の流出によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には、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、本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、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、運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 3.4.3-1 図(1)及び第 3.4.3-1 図(2)に、手順の概要を第 3.4.3-2 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 3.4.3-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要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 10 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 名である。必要な要員と作業項目について第 3.4.3-3 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10 名で対処可能である。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認

原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の吸い込み配管の高さは燃料棒有効長頂部以下にあるため、本事故シーケンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持される。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、サプレッション・プール水位（SA）等である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。

隔離操作完了により、正常な原子炉停止時冷却モードの運転となる。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は、サプレッション・プール水位（SA）等である。

c. 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水

原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。

残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去ポンプ出口流量等である。

3.4.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価するうえで選定した重要事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉冷却材の流出量の観点から「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」である※¹。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は通常、2系統あるうち1系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替えを実施する場合がある。系統切替えに当たって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが、操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。

「残留熱除去系切替時の冷却材流出」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS-B 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮の観点で最も厳しい想定である。なお、燃料棒有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても約1.3時間の時間余裕^{※2}があり、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等に期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、燃料棒有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉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。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要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。

※1 残留熱除去系切替え時の冷却材流出による流出量は他の原子炉冷却材流出事象と比べて流出量が多い

※2 原子炉冷却材の流出により原子炉水位が通常運転水位から燃料棒有効長頂部まで低下するまでの時間

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第3.4.3-2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 原子炉圧力容器の状態

原子炉圧力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時には原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等に期待できる。

(b) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉の初期水位は、原子炉ウェル満水の水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、原子炉水温は52℃とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切替え時に原子炉冷却材が流出するものとする。具体的には、ミニマムフロー弁の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサブレーション・チェンバへの流出を想定し、流出量は約94m³/hとする。

(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合も、事象発生から安定状態に至る時間に対して、原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生から5時間以上と長いため、崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。

(c) 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、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点で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) 残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は $1,136\text{m}^3/\text{h}$ とする。

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、「2.3.5 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) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、原子炉水位低下確認後、原因調査を開始し、事象発生から2時間後に実施するものとする。

なお、本評価事象においては漏えい箇所の隔離が容易であるため、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後に実施するものとしている。ただし、両操作とも水位低下を認知して実施する操作であり、事象によっては原子炉注水操作を残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了前に実施することもある。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第3.4.3-4図に、原子炉水位と線量率の関係を第3.4.3-5図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、原子炉冷却材が流出することにより、原子炉水位は低下し始めるが、原子炉水位の低下により異常事象を認知し、事象発生から2時間経過した時点で、残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後、待機中の残留熱除去ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行う。

その後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転により崩壊熱除去機能を回復する。

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おり、燃料棒有効長頂部の約15m上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

b. 評価項目等

原子炉水位は第3.4.3-4図に示すとおり、燃料棒有効長頂部の約15m上まで低下するに留まり、燃料は冠水維持される。

第3.4.3-5図に示すとおり、必要な遮蔽^{※3}が維持できる水位である燃料棒有効長頂部の約2.5m上を下回ることがないため、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。

また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を停止し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による原子炉圧力容器除熱を行うことで、安定状態を維持できる。

本評価では、「2.2.4.2 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。

※3 必要な遮蔽の目安とした線量率は 10mSv/h とする。原子炉冷却材流出における原子炉建物原子炉棟4階からの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。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建物原子炉棟4階での操作を必要な作業としていないが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、定期事業者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。

この線量率となる水位は燃料棒有効長頂部の約 2.5m 上(原子炉ウェル満水から約 14m 下) の位置である。

3.4.3.3 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。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）により、水位を回復させ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、原子炉冷却材流出の停止操作及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作とする。

(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 3.4.3-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目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

初期条件の原子炉水位は、評価条件の原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は、事象ごとにより異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、また原子炉冷却材流出の停止のための隔離操作は、原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作である

ことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする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。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条件の原子炉圧力容器の開放及び原子炉ウェル満水に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉ウェルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウェル満水と高い位置となるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水位計の警報による運転員の認知に期待できないため、速やかな認知が困難である。一方、原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、放射線の遮蔽を維持できる燃料棒有効長頂部の約 1.8m 上に到達する

までの時間（事象発生から約 50 分）までの認知が可能である。

このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は約 1.3 時間の時間余裕があり、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、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において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、本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保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から 2 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、実態の運転操作においては、運転員の残留熱除去系系統切替え時のプラント状態確認による早期の認知に期待できるため、評価の想定と比べ、早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、実態の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きく

なる。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作は、評価上の操作開始時間として、原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の時間を考慮し、事象発生から2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、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実態は運転員の残留熱除去系系統切替え時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、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、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）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、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

(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。

操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約10時間後であり、事故を認知して漏えい箇所の隔離が完了し、原子炉注水を開始するまでの時間は事象発生から2時間後であることから、時間余裕がある。

操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 10 時間後であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は事象発生から 2 時間後であることから、時間余裕がある。

(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。

3.4.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「3.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 10 名である。「3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の 43 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とし、循環することから、枯渇することはないため、7 日間の継続実施が可能である。

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。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、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。

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。

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は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。

3.4.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替え操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス

「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料棒有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。

その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、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、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

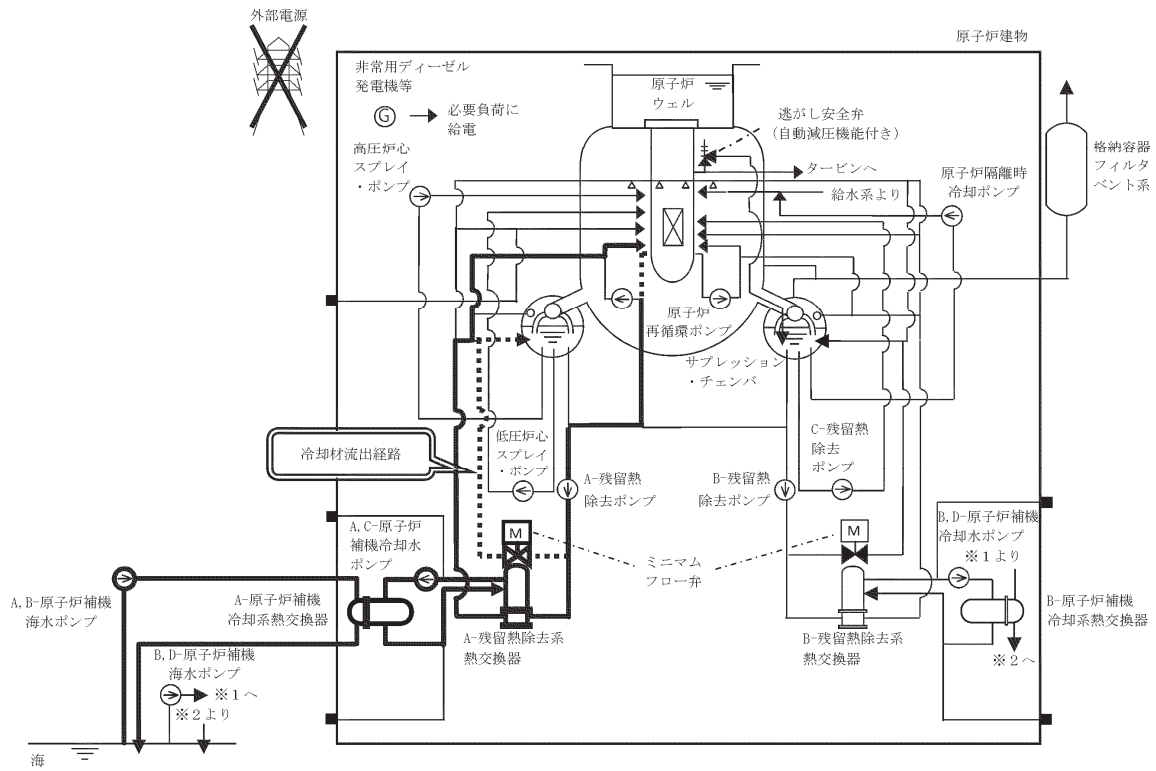
第3.4.3-1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について

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
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。	【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】※	—	サブレーション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※
原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏えいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。	—	—	サブレーション・プール水位 (SA) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※
残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系 (低圧注水モード) 運転で原子炉注水を実施する。	【残留熱除去系 (低圧注水モード)】※ サブレーション・チェンバ※	—	【残留熱除去ポンプ出口流量】※ 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) ※

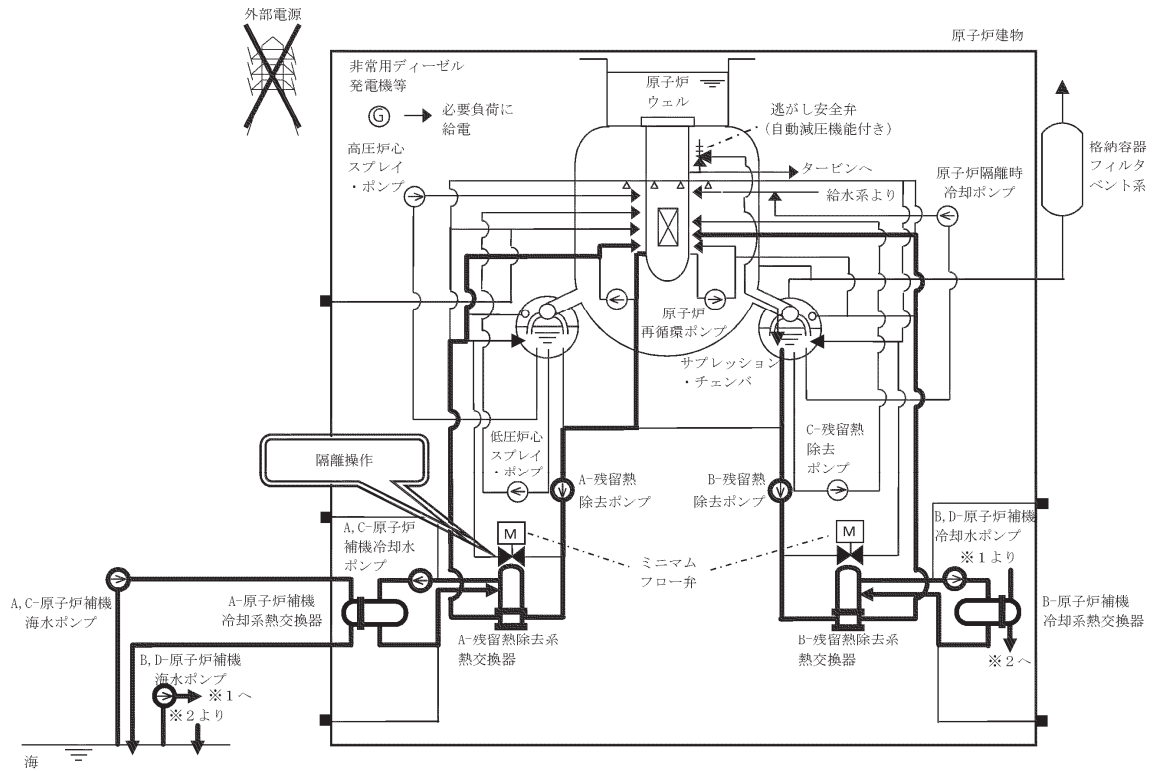
※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【 】：重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第3.4.3-2表 主要評価条件 (原子炉冷却材の流出)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の開放	線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器の開放状態を想定
	原子炉水位	原子炉ウェル満水	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定
	原子炉水温	52℃	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の設計値を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉圧力容器の開放を想定
	プールゲートの状態	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定
	起因事象	原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の原子炉冷却材流出を想定
	原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出量	約94m ³ /h	ミニマムフローラインに残留熱除去ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量
事故条件	崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発	考慮しない	原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は、原子炉冷却材の流出に伴う原子炉水位の低下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
	残留熱除去系（低圧注水モード）	1,136 m ³ /hで注水	残留熱除去系（低圧注水モード）の設計値として設定
	原子炉冷却材流出の停止	事象発生から2時間後	原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の実績等を基に、さらに時間余裕を考慮して設定
	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作	事象発生から2時間後	
重大事故等対策に 関連する 機器条件			
重大事故等対策に 関連する 操作条件			

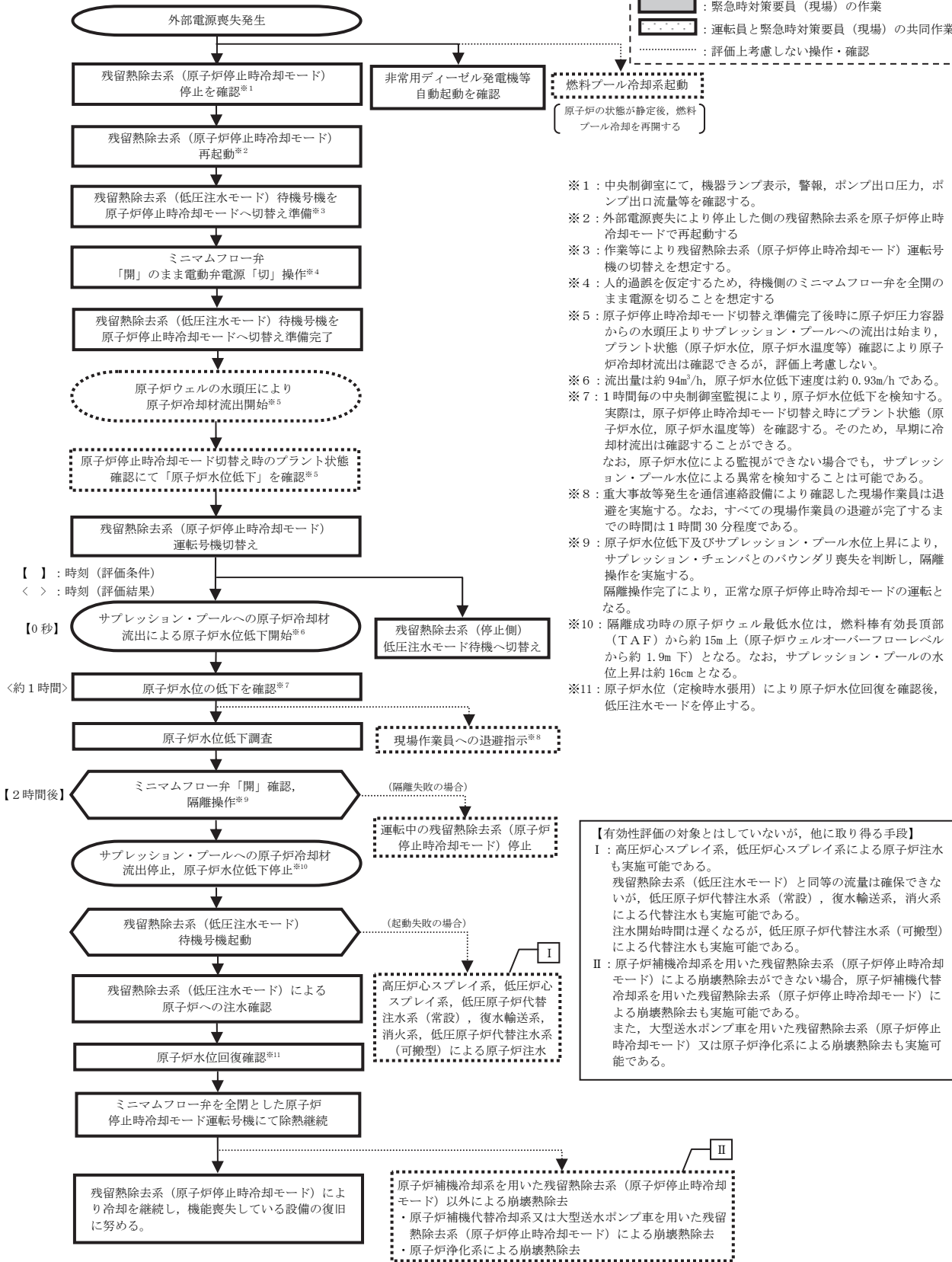
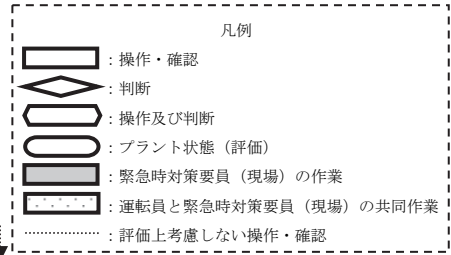


第3.4.3-1図(1) 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図
(原子炉停止時冷却系統構成失敗)



第3.4.3-1図(2) 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図
(漏えい箇所の隔離操作, 原子炉注水及び原子炉停止時冷却)

- プラント前提条件
- ・原子炉ウエル満水
 - ・全燃料装荷&プールゲート「閉」
 - ・A-残留熱除去系（低压注水モード） 待機中
 - ・B-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 運転中
 - ・C-残留熱除去系 点検に伴い待機除外中



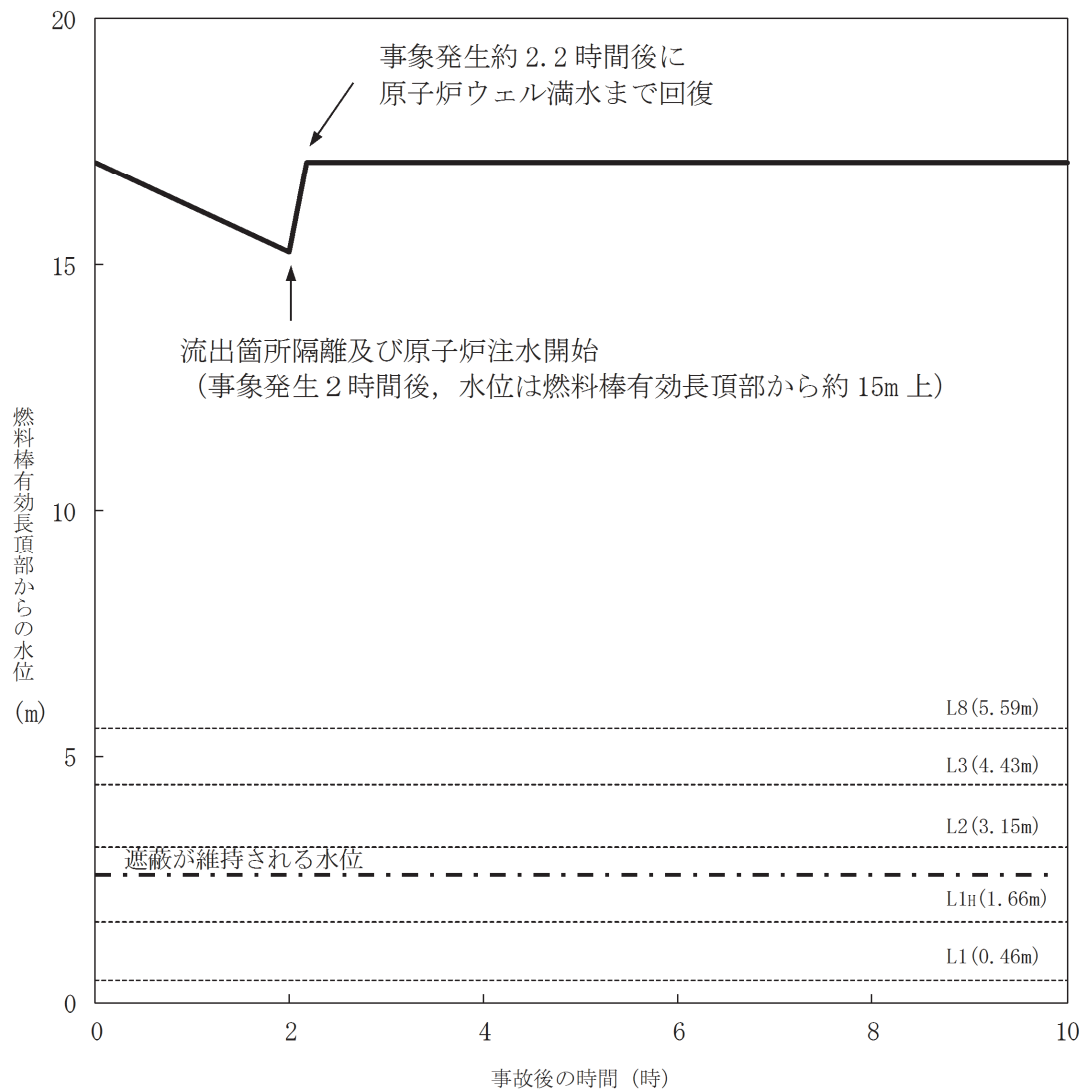
第 3. 4. 3-2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

原子炉冷却材の流出

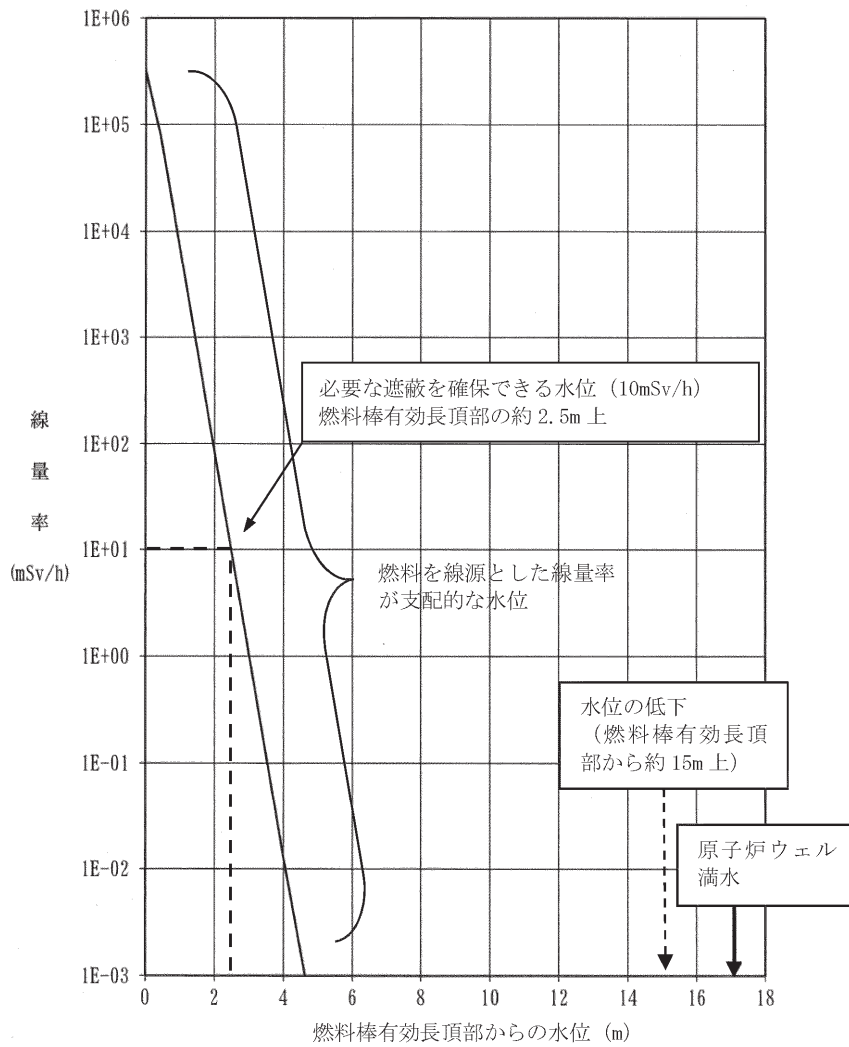
手順の項目	実施箇所・必要人員数			操作内容	経過時間 (分)																	経過時間 (日)			備考	
	責任者	当直長	1人		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	5	6		7
手配判断	1人 A	—	—	—	外部電源喪失確認																					
						残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (運転側) 停止確認																				
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 再起動	(1人) A	—	—	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (運転側) 起動																					
						残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) 系統構成 (中央制御室)																				
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 切替え操作	(1人) A	—	2人 B,C	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) 系統構成 (現場)																					A-残留熱除去ポンプ B-残留熱除去ポンプ
						残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (運転側) から 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) (待機側) へ切替え操作																				
現場作業員への遠隔指示	—	—	—	—	当直長による現場作業員への遠隔指示																					評価上考慮せず 中央制御室で当直長が指示する
						原子炉水位、温度監視																				
原子炉水位回復操作	(1人) A	—	—	—	残留熱除去系 (低圧注水モード) (停止側) 系統構成 (中央制御室)																					原子炉冷却材流出停止により 正常な原子炉停止時冷却モード 運転が開始される
						残留熱除去系 (低圧注水モード) (停止側) 系統構成 (現場)																				
燃料プール冷却 再開	(1人) A	—	—	—	燃料プール冷却系再起動																					評価上考慮せず 燃料プール水温60℃以下維持
						燃料プール冷却系再起動																				

必要人員数 合計
0 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

第 3.4.3-3 図 「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間



第3.4.3-4図 原子炉水位の推移



第3.4.3-5図 原子炉水位と線量率

3.4.4 反応度の誤投入

3.4.4.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に含まれる事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「反応度の誤投入」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では，原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって，燃料に反応度が投入されることを想定する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉は臨界に達し，急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，臨界又は臨界近傍の炉心において反応度の誤投入により，原子炉出力が上昇することによって，燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，原子炉保護機能及び原子炉停止機能に対する設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，異常な反応度の投入に対してスクラムによる負の反応度の投入により，未臨界を確保し，燃料損傷の防止を図る。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して，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，原子炉停止機能により原子炉をスクラムし，未臨界とする。手順の概要を第 3.4.4-1 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 3.4.4-1 表に示す。

本事故シーケンスにおいては，重大事故等対策はすべて自動で作動するため，対応に必要な要員は不要である。

なお，スクラム動作後の原子炉の状態確認において，中央制御室の運

転員 1 名で実施可能である。

a. 誤操作による反応度誤投入

運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。

制御棒の誤引き抜き等による反応度の誤投入を確認するために必要な計装設備は、中性子源領域計装等である。

b. 反応度誤投入後のスクラム

制御棒の誤操作による反応度の投入により、中間領域計装の中性子束高信号（各レンジフルスケールの 95%）が発信し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、中性子源領域計装等である。

3.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価するうえで選定した重要事故シーケンスは、「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」である。運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する 1 本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モードスイッチを燃料交換位置として、1 本を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。

しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モードスイッチを起動位置として複数の制御棒の引き抜きを実施

する場合がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッチ操作とし、中性子束の監視を行いながら実施している。

本重要事故シーケンスでは、誤操作によって制御棒の引き抜きが行われることにより異常な反応度が投入されるため、炉心における核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移が重要現象となる。

よって、この現象を適切に評価することが可能である反応度投入事象解析コードAPEX及び単チャンネル熱水力解析コードSCAT（RIA用）により炉心平均中性子束及び燃料エンタルピ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、本重要事故シーケンスにおける評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「3.4.4.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさを考慮した影響評価を実施する。

(2) 有効性評価の条件

本重要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3.4.4-2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要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) 炉心状態

燃料交換後における余剰反応度の大きな炉心での事象発生を想定して、評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。

(b) 実効増倍率

事象発生前の炉心の実効増倍率は1.0とする。

(c) 原子炉出力，原子炉圧力，燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度

事象発生前の原子炉出力は定格値の 10^{-8} ，原子炉圧力は

0.0MPa[gage]，燃料被覆管表面温度及び原子炉冷却材温度は 20℃とする。また，燃料エンタルピの初期値は 8 kJ/kg とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，運転停止中の原子炉において，制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から，他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。

(b) 誤引き抜きされる制御棒

誤引き抜きされる制御棒は，投入される反応度を厳しく評価するため，最大反応度価値を有する制御棒の斜め隣接^{※1}の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒 1 本の反応度価値は約 1.75% Δk ^{※2}である。引抜制御棒反応度曲線^{※2}を第 3.4.4-2 図に示す。

※1 制御棒密度の偏りが少なくなるよう市松模様の引抜パターンを作成し，高い制御棒価値を生じる引抜パターンとならないようにしている。

※2 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード（LOGOS）による解析結果

なお，通常，制御棒 1 本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く，また，仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも，臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度価値が核的制限値を超えないように管理^{※3}している。これらを踏まえ，本評価においては，誤引き抜きされる制御棒の反応度価値が，管理値を超える事象を想定した。

※3 原子炉起動時及び停止時冷温臨界試験は，臨界近接時における制御棒の最大反応度価値が 1.0% Δk 以下となるように管理。また，制御棒価値ミニマイザ又は複数の運転員による制御棒の引拔手順の監視を実施。なお，原子炉停止余裕検査においても同様の監視を実施。

(c) 外部電源

制御棒の引抜操作には外部電源が必要となる。外部電源が失われた状態では反応度誤投入事象が想定できないことも踏まえ、外部電源は使用できるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 制御棒の引抜速度

制御棒は、引抜速度の上限値 9.1 cm/s にて連続で引き抜かれるものとする^{*4}。引抜制御棒反応度曲線を第 3.4.4-2 図に示す。

※4 複数の制御棒を引き抜く試験において、対象制御棒の連続引き抜きの実施が可能な手順としている場合を除き、引抜操作はノッチ操作としている。そのため、ここでは人的過誤等によって連続引き抜きされることを想定する。

(b) 原子炉スクラム信号

中間領域計装の中性子束高（各レンジフルスケールの 95%）信号で原子炉はスクラムするものとする。スクラム反応度曲線を第 3.4.4-3 図に示す。なお、原子炉スクラム信号の発信を想定する際、中間領域計装のバイパス状態は、A、B チャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。

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はない。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける燃料エンタルピ及び炉心平均中性子束の推移を第 3.4.4-4 図に示す。

a. 事象進展

制御棒の引抜開始から約 10 秒後に中間領域計装の中性子束高スクラム信号（各レンジフルスケールの 95%）が発信し、原子炉はスクラムする。

このとき、投入される反応度は約 1.14 ドル（投入反応度最大値：約

0.69% Δk) であるが、原子炉出力は第 3.4.4-4 図に示すとおり、定格出力の約 12.2%まで上昇するにとどまる。

また、燃料エンタルピは最大で約 50kJ/kg であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示されている燃料棒の内圧と原子炉冷却材圧力の差に応じた許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である 272kJ/kg (65cal/g) を超えることはない。燃料エンタルピの増分の最大値は約 42kJ/kg であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された燃料ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損を生じるしきい値の目安である、ピーク出力部燃料エンタルピの増分で 167kJ/kg (40cal/g) を用いた場合においても、これを超えることはなく燃料の健全性は維持される。

b. 評価項目等

制御棒の引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、原子炉スクラムにより未臨界は確保される。なお、原子炉水位に有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮蔽は維持される。

本評価では、「2.2.4.2 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。

3.4.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、自動作動する原子炉保護系により、原子炉をスクラムすることで、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はなく、操作時間が与える影響等は不要である。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要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、「2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「3.4.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

ドップラ反応度フィードバックの不確かさとして、実験により解析コードは7～9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

制御棒反応度の不確かさは約9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子割合の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

(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、第3.4.4-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目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の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「3.4.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、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

炉心状態においては装荷炉心ごとに制御棒反応度価値やスクラム反応度等の特性が変化するため、投入反応度が大きくなるおそれがある。そのため、評価項目に対する余裕は小さくなるが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」にて、投入される反応度について確認している。

実効増倍率が 0.99 の場合は、制御棒引抜開始直後は反応度が投入されず、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、炉心平均中性子束及び燃料エンタルピが上昇するタイミングが遅くなる。また投入される反応度も約 1.00 ドル（燃料エンタルピ最大値：約 14kJ/kg、燃料エンタルピの増分の最大値：約 6kJ/kg）と小さく 1 ドル位置近傍における反応度印加率も緩やかとなることから、燃料エンタルピの上昇率も小さく評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期出力は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期出力の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期出力の不確かさの影響を確認している。

初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期燃料温度の不確かさの影響を確認してい

る。

制御棒引抜阻止は、本評価において期待していないが、これに期待した場合、中間領域計装の中性子束高信号（各レンジフルスケールの90%）が発信すると制御棒引き抜きが阻止される。ただし、本評価では制御棒の誤引き抜きにより反応度が急激に投入されるため、中間領域計装の中性子束高信号（各レンジフルスケールの90%）による制御棒引抜阻止信号と中性子束高信号（各レンジフルスケールの95%）による原子炉スクラム信号がほぼ同時に発信することから、制御棒引抜阻止に期待した場合でも評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

本重要事故シーケンスは、「3.4.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員等操作に関する条件はない。

(3) 感度解析

解析コードの不確かさによりドップラ反応度フィードバック効果と制御棒反応度効果は評価項目となるパラメータに影響を与えることから本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。

ドップラ反応度を+10%とした場合に投入される反応度は約 1.14 ドル(燃料エンタルピの最大値は約 48kJ/kg, 増分の最大値は約 40kJ/kg), -10%とした場合に投入される反応度は約 1.14 ドル(燃料エンタルピの最大値は約 52kJ/kg, 増分の最大値は約 44kJ/kg) である。

スクラム反応度を+10%とした場合に投入される反応度は約 1.14 ドル(燃料エンタルピの最大値は約 48kJ/kg, 増分の最大値は約 40kJ/kg), -10%とした場合に投入される反応度は約 1.14 ドル(燃料エンタルピの最大値は約 53kJ/kg, 増分の最大値は約 45kJ/kg) である。

引抜制御棒反応度を+10%とした場合に投入される反応度は約 1.16 ドル(燃料エンタルピの最大値は約 63kJ/kg, 増分の最大値は約 55kJ/kg),

−10%とした場合に投入される反応度は約 1.12 ドル(燃料エンタルピーの最大値は約 39kJ/kg, 増分の最大値は約 31kJ/kg) である。

実効遅発中性子割合を+10%とした場合に投入される反応度は約 1.11 ドル (燃料エンタルピーの最大値は約 45kJ/kg, 増分の最大値は約 37kJ/kg) , −10%と投入される反応度は約 1.17 ドル (燃料エンタルピーの最大値は約 56kJ/kg, 増分の最大値は約 48kJ/kg) である。

以上より, これらの不確かさを考慮しても燃料エンタルピー増加に伴う燃料の破損は生じないことから, 評価項目を満足する。

(4) 操作時間余裕の把握

本重要事故シーケンスは, 「3.4.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり, 運転員等操作には期待しないことから, 操作時間余裕に関する影響はない。

(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

解析条件の不確かさにより投入される反応度が大きくなることも考えられ, 評価項目となるパラメータに影響を与えることから, 炉心状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響について確認した。

以下の保守的な想定をした評価においても, 投入される反応度は約 1.21 ドル (燃料エンタルピーの最大値は約 68kJ/kg, 増分の最大値は約 60kJ/kg) にとどまることから, 不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

・サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において, 9×9燃料 (B型) 平衡炉心, 9×9燃料 (A型) 及びMOX燃料 228体を装荷した平衡炉心, 9×9燃料 (B型) 及びMOX燃料 228体を装荷した平衡炉心の反応度印加率を包絡する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合

初期出力は炉心状態ごとに異なり, 評価項目となるパラメータに影響を与えるため, その不確かさが与える影響を評価した。定格の 10^{-8} の10倍及び1/10倍とした場合の感度解析を行い, 有効性評価での結果 (投入される反応度は約 1.14 ドル, 燃料エンタルピーの最大値は約 50kJ/kg,

増分の最大値は約 42kJ/kg) と大きく差異がなく、投入される反応度は約 1.11 ドル、燃料エンタルピの最大値は約 33kJ/kg、増分の最大値は約 25kJ/kg (10 倍) 及び投入される反応度は約 1.16 ドル、燃料エンタルピの最大値は約 69kJ/kg、増分の最大値は約 61kJ/kg (1 / 10 倍) であることから、初期出力の不確かさが与える影響は小さい。

初期燃料温度は炉心状態ごとに異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を 60℃とした場合の感度解析を実施し、有効性評価での結果（投入される反応度は約 1.14 ドル、燃料エンタルピの最大値は約 50kJ/kg、増分の最大値は約 42kJ/kg) と大きく差異がなく、投入される反応度は約 1.15 ドル、燃料エンタルピの最大値は約 64kJ/kg、増分の最大値は約 49kJ/kg であることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。

(6) 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、解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

3.4.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、重大事故等対策は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源の評価結果は以下のとおりである。

a. 水源

本重要事故シーケンスの評価では、原子炉注水は想定していない。

b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では、燃料の使用は想定していない。

c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では、外部電源喪失は想定していない。

3.4.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、誤操作により過剰な制御棒の引き抜きが行われ、臨界に至る反応度が投入されることで、原子炉が臨界に達し燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、原子炉停止機能を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉停止機能により、燃料が損傷することはなく、未臨界を維持することが可能である。

その結果、燃料棒有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

本事故シーケンスグループにおける島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。スクラム動作後の原子炉の状態確認において、中央制御室の運転員1名で実施可能である。

以上のことから、原子炉停止機能の燃料損傷防止対策は、選定した重要

事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

第3.4.4-1表 「反応度の誤投入」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
誤操作による反応度誤投入	運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する。	—	—	中性子源領域計装※ 中間領域計装※
反応度誤投入後のスクラム確認	制御棒の誤操作による反応度の投入により、中間領域計装の中性子束高信号が発生し、原子炉はスクラムする。制御棒が全挿入し、原子炉は未臨界状態となる。	—	—	中性子源領域計装※ 中間領域計装※

※：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3.4.4-2表 主要解析条件 (運転停止中の反応度の誤投入) (1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	APEX/ SCAT(RIA用)	—
炉心状態	9×9燃料(A型)(単一炉心) 平衡炉心のサイクル初期	9×9燃料(A型)平衡炉心, 9×9燃料(B型)平衡炉心, 9×9燃料(A型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心, 9×9燃料(B型)及びMOX燃料228体を装荷した平衡炉心は, 特性はほぼ同等であることから, 9×9燃料(A型)を代表的な炉心として設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定
実効増倍率	1.0	原子炉は臨界状態にあるものとして設定
原子炉出力	定格出力の 10^{-8}	原子炉が低温状態であることを想定して設定
原子炉圧力	0.0MPa[gage]	原子炉停止時の圧力を想定
燃料被覆管表面温度及び 原子炉冷却材温度	20℃	原子炉冷却材温度の下限値として運用している値であり, 反応度の観点からは保守的な値として設定
燃料エンタルピ	8kJ/kg	原子炉冷却材温度20℃における燃料エンタルピを想定
起因事象	制御棒の誤引き抜き	運転停止中の原子炉において, 制御棒1本が全引き抜きされている状態から, 他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する
誤引き抜きされる制御棒	最大反応度価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒	運転停止中に実施する複数の制御棒引き抜きを伴う検査等を考慮し, 全引き抜きされている制御棒の斜め隣接 ^{※1} の制御棒とする。誤引き抜きされる制御棒1本の反応度価値は約 $1.75\% \Delta k^{*2}$ とする なお, 通常, 制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く, また, 仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも, 臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度価値が核的制限値を超えないよう管理 ^{※3} している。これらを踏まえ, 本評価においては, 誤引き抜きされる制御棒の反応度価値が, 管理値を超える事象を想定
外部電源	外部電源あり	制御棒引抜操作には外部電源が必要となるため, 外部電源ありを設定

※1 制御棒密度の偏りが少なくなるよう市松模様の引抜パターンを作成し, 高い制御棒価値を生じる引抜パターンとならないようにしている。

※2 三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード(LOGOS)による解析結果

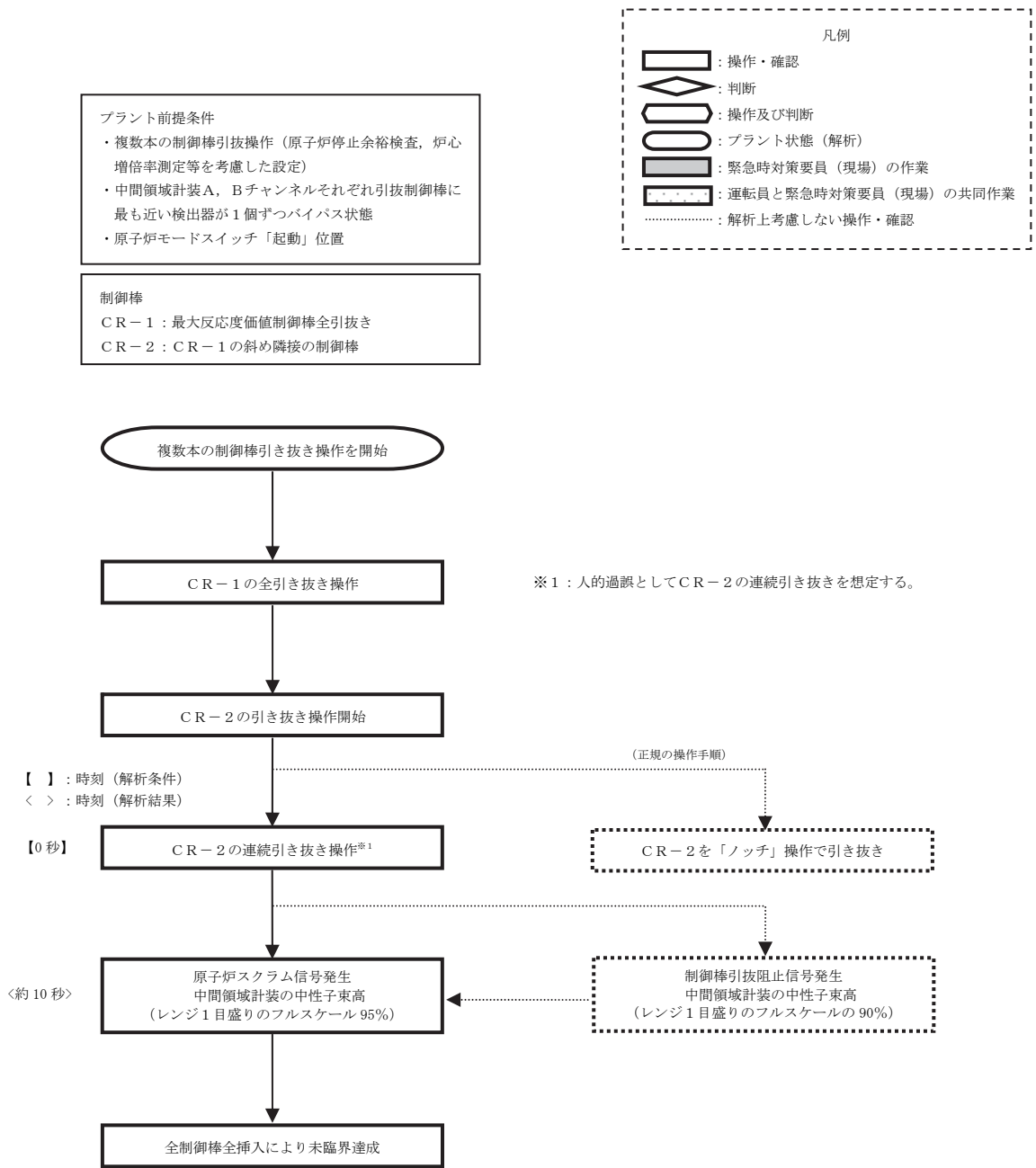
※3 臨界近接時における制御棒の最大反応度価値は $1.0\% \Delta k$ 以下であること

第3.4.4-2表 主要解析条件 (運転停止中の反応度の誤投入) (2/2)

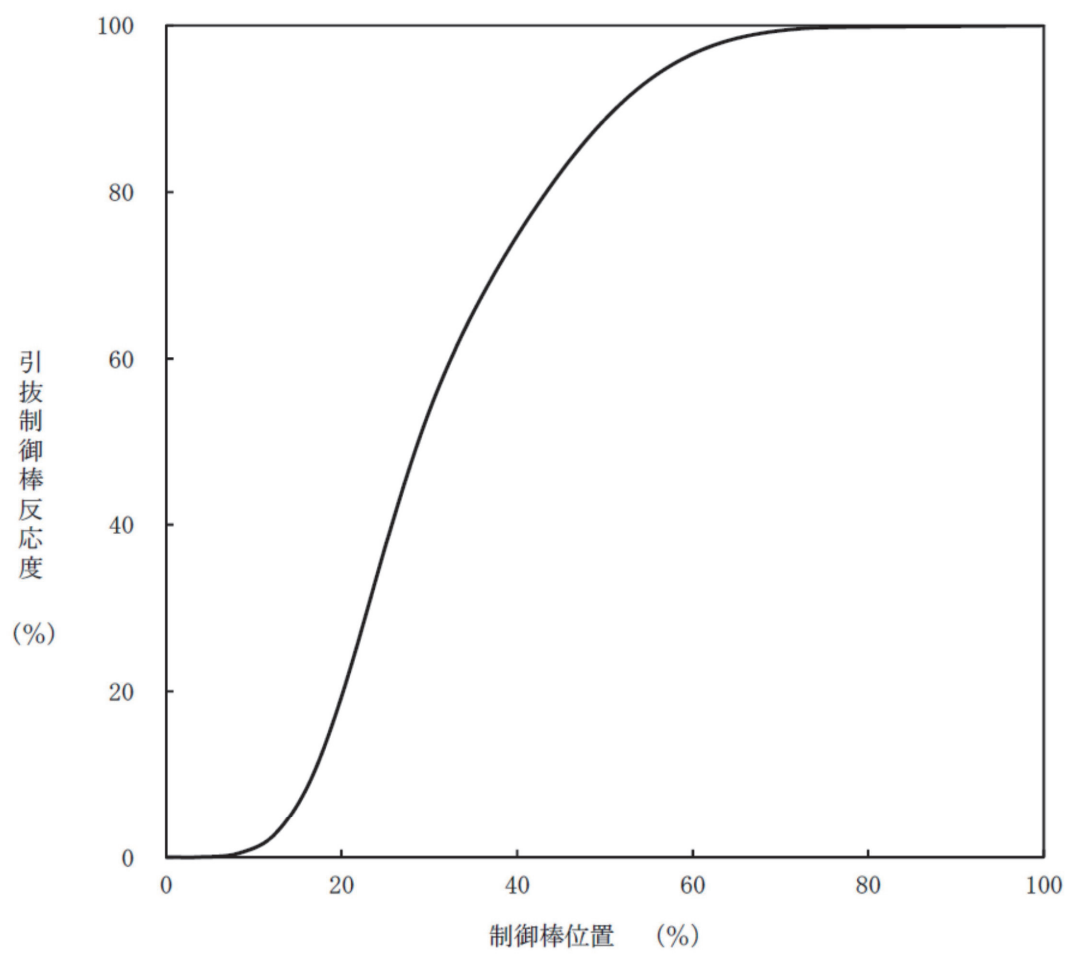
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
制御棒引抜速度	9.1 cm/s	制御棒引抜速度の上限値を設定
中間領域計装バイパス状態	A, Bチャンネルそれぞれ1個	A, Bチャンネルともに引抜制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする
制御棒引抜阻止信号	期待しない	制御棒の引き抜きが制限されないことにより, 制御棒の誤操作の量が増加するものとして設定
原子炉スクラム信号	中性子束高 (中間領域計装)	中間領域計装の原子炉スクラム機能により設定※

重大事故等対策に関連する機器条件

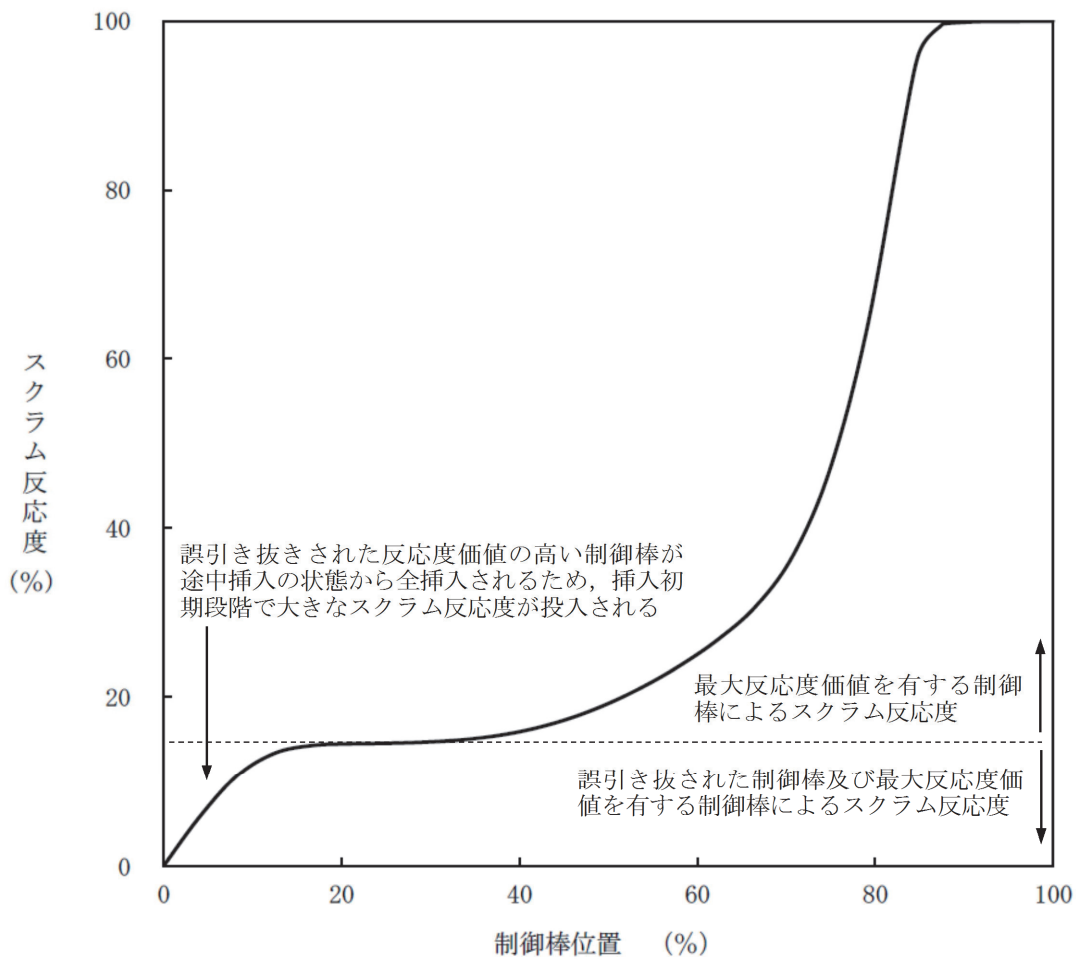
※ 複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する際に, 当直長らが最初の制御棒引抜開始前に原子炉保護系計装が動作不能でないこと (指示値の異常有無確認, 定期事業者検査安全保護系設定値確認試験 (核計装) 等), 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力等を確認することで, 必要な安全保護系が正常に動作することを確認する運用となっている。そのため, 本事象においてもスクラム信号の機能に期待できる。



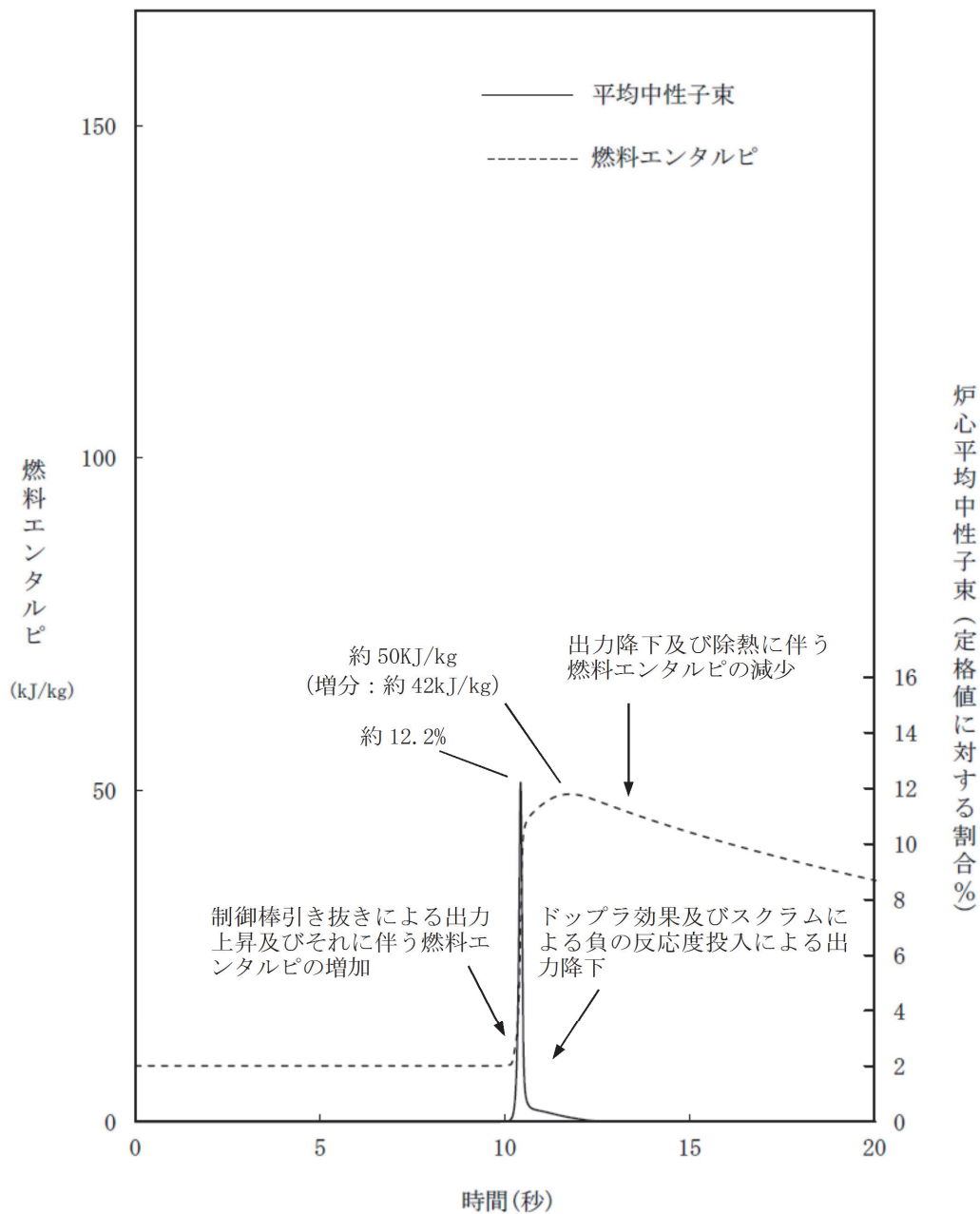
第 3.4.4-1 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要



第3.4.4-2図 反応度の誤投入における引抜制御棒反応度曲線



第3.4.4-3図 反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線



第3.4.4-4図 反応度の誤投入における推移

3.5 必要な要員及び資源の評価

3.5.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

a. 各事故シーケンスにおける要員については、2号炉の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。ただし、運転補助要員2名については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生の場合に活動を期待する要員であることから、要員の評価には含まないものとする。

b. 各事故シーケンスにおいては、中央制御室の当直長、当直副長、運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。

なお、発電所構外からの参集要員については、実際の運用では、参集次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。

c. 可搬型設備操作においては、緊急時対策要員が発電所構内に常駐していることを考慮し、事象発生直後から活動を開始することとして要員を評価する。

(2) 資源の評価条件

a. 全般

(a) 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮する。

(b) 水源、燃料及び電源については、2号炉において重大事故等が発生した場合を想定して消費量を評価する。

b. 水源

(a) 原子炉への注水において、水源となる低圧原子炉代替注水槽の保有水量（約740m³：有効水量）が、輪谷貯水槽（西1／西2）から大量送水車を用いた水の移送を開始するまでに枯渇しないことを評

価する。

- (b) 低圧原子炉代替注水槽については、輪谷貯水槽（西1／西2）からの水の移送について、大量送水車を用いて必要注水量以上が補給可能であることを評価する。
- (c) 原子炉，原子炉格納容器及び燃料プールへの注水において，水源となる輪谷貯水槽（西1／西2）の保有水量（約 7,000m³）が枯渇しないことを評価する。
- (d) 水源の評価については，必要注水量が多い重要事故シーケンス等が水源（必要水量）として厳しい評価となることから，重要事故シーケンス等々を評価し成立性を確認することで，他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

c. 燃料

- (a) 常設代替交流電源設備，大型送水ポンプ車，大量送水車，可搬式窒素供給装置，非常用ディーゼル発電機等及び緊急時対策所用発電機のうち，事故シーケンスグループ等における事故収束に必要な設備を考慮して消費する燃料（軽油）が備蓄している軽油量にて7日間の運転継続が可能であることを評価する。
- (b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスについては，非常用ディーゼル発電機等からの給電による燃料消費量の評価を行う。また，外部電源喪失を想定しない場合においても，仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等から給電することを想定し，燃料消費量の確認を行う。常設代替交流電源設備からの給電を想定する事故シーケンスグループ等においては，常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。

この場合，燃料（軽油）の備蓄量として，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等（約 730m³）及びガスタービン発電機用軽油タンク（約 450 m³）の合計容量（約 1,180m³）を考慮する。

- (c) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスに

については、常設代替交流電源設備からの給電による燃料消費量の評価を行う。この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、ガスタービン発電機用軽油タンク（約 450m³）の容量を考慮する。

- (d) 緊急時対策所用発電機の使用を想定する事故シーケンスグループ等については、緊急時対策所用発電機の燃料消費量の評価を行う。

この場合、燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（約 45m³）の容量を考慮する。

- (e) 燃料消費量の計算においては、電源設備等が保守的に事象発生直後から燃料を消費することを想定し算出する。

d. 電源

- (a) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定する事故シーケンスにおいては、常設代替交流電源設備により、有効性評価において考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の連続定格容量（約 4,800kW）未滿となることを評価する。

- (b) 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を想定しない事故シーケンスにおいては、非常用ディーゼル発電機等からの給電を考慮し、また、外部電源喪失を想定しない事故シーケンスにおいても、保守的に外部電源が喪失するものとして、非常用ディーゼル発電機等から給電するものとして評価する。

外部電源が喪失するものとした場合、常設代替交流電源設備により、有効性評価で考慮する設備に電源供給を行う事故シーケンスグループ等については、その最大負荷が、常設代替交流電源設備の連続定格容量（約 4,800kW）未滿となることを評価する。

- (c) 各事故シーケンスにおける対策に必要な設備は、重要事故シーケンス等の対策設備に包絡されるため、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認することで、他の事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

3.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策時に必要な操作項目、必要な要員数及び移動時間を含めた各操作の所要時間について確認した。

島根2号炉において、原子炉運転中を想定する。原子炉運転中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「3.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」、「3.1.3.2 全交流動力電源喪失（TBU）」、「3.1.3.3 全交流動力電源喪失（TBD）」、「3.1.3.4 全交流動力電源喪失（TBP）」、「3.1.4.1 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」、「3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」、「3.2.1.3 残留熱代替除去系を使用しない場合」、「3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「3.2.4 水素燃焼」、「3.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、必要な要員は31名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員9名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員29名及び自衛消防隊7名の初動体制の要員45名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。

また、島根2号炉において、原子炉運転停止中を想定する。原子炉運転停止中に必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は、「3.4.2 全交流動力電源喪失」の事象であり、必要な要員は29名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員7名、発電所構内に常駐している緊急時対策要員29名及び自衛消防隊7名の初動体制の要員43名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。

また、燃料プールに燃料が取り出されている期間において、必要な要員が最も多い事故シーケンスグループ等は、「3.3.2 想定事故2」であり、必要な要員は26名である。必要な作業対応は、中央制御室の運転員

7名, 発電所構内に常駐している緊急時対策要員 29名及び自衛消防隊 7名の初動体制の要員 43名で対処可能である。これらの要員数を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても確保可能である。

3.5.3 重大事故等対策時に必要な水源, 燃料及び電源の評価結果

事象発生後 7 日間は, 外部からの支援がない場合においても, 必要量以上の水源, 燃料及び電源の供給が可能である。

(1) 水源の評価結果

a. 原子炉及び原子炉格納容器への注水

原子炉及び原子炉格納容器への注水における水源評価において, 最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「3.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」及び「3.1.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」である。

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ー系（可搬型）による格納容器スプレーについては, 約 3,600m³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の水を保有しており, 高圧・低圧注水機能喪失の場合は事象発生 2 時間 30 分後以降, 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の場合は事象発生 8 時間後以降に輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）から低圧原子炉代替注水槽へ水の移送を行うことで, 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 日間の注水継続が可能である。また, 輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）を枯渇させることなく, 輪谷貯水槽（西 1 / 西 2）を水源とした格納容器スプレーが可能である。

b. 燃料プールへの注水

燃料プールへの注水における水源評価において, 最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は, 「3.3.1 想定事故 1」及び「3.3.2 想定

事故 2」である。

大量送水車による燃料プール注水において、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 日間の注水継続が可能である。

(2) 燃料の評価結果

a. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.1 高圧・低圧注水機能喪失」、「3.1.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」、「3.1.6 L O C A 時注水機能喪失」である。

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 700m³の軽油が必要となる。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 日の運転継続に約 352m³の軽油が必要となる。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 11m³の軽油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約 1,063m³の軽油が必要となる。

さらに、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。

よって、事故対応に必要な軽油は、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約 730m³、ガスタービン発電機用軽油タンクにて約 450m³、緊急時対策所用燃料地下タンクにて約 45m³を備蓄しているた

め、必要量の軽油を供給可能である。

b. 全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮した場合の燃料評価において、最も燃料の消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.2.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合」、「3.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.2.3 原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「3.2.4 水素燃焼」、「3.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」である。

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。大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給又はペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL注水については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約11m³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7m³の軽油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約423m³の軽油が必要となる。

さらに、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。

よって、事故対応に必要な軽油は、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等にて約730m³、ガスタービン発電機用軽油タンクにて約450m³、緊急時対策所用燃料地下タンクにて約45m³を備蓄しているため、必要量の軽油を供給可能である。

(3) 電源の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「3.1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）」、「3.1.3.2 全交流動力電源喪失（TBU）」、「3.1.3.3 全交流動力電源喪失（TBD）」、「3.1.3.4 全交流動力電源喪失（TBP）」である。常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として、約4,268kWが必要となるが、常設代替交流電源設備の連続定格容量である4,800kW未満であることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

なお、全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合は、非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定しているが、重大事故等対策に必要な負荷は、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、直流電源については外部電源喪失時においても、非常用ディーゼル発電機等又は常設代替交流電源設備により交流電源を充電器盤に供給することで継続的な直流電源の供給が可能である。なお、事故シーケンスグループ「3.1.3 全交流動力電源喪失」においては、交流電源が事象発生後24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも直流電源負荷の切り離し及び所内常設蓄電式直流電源設備への切替えの実施により、事象発生後24時間の連続した直流電源の供給が可能である。