

<縮小版>

柏崎刈羽原子力発電所
発電用原子炉設置許可申請書

(6号及び7号炉完本)

本文及び添付書類

2020年5月現在

東京電力ホールディングス株式会社

7.2.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

7.2.1.3.1 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、代替循環冷却系を使用しない場合を想定し、代替循環冷却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 7.2.1.3-1 図から第 7.2.1.3-3 図に、対応手順の概要を第 7.2.1.3-4 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 7.2.1.3-1 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、事象発生 10 時間までの 6 号及び 7 号炉同時の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 28 名^{※1}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（6 号及び 7 号炉兼任）、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 12 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 8 名^{※1}である。

また、事象発生 10 時間以降に追加に必要な要員は、フィルタ装置薬液補給作業を行うための参集要員 20 名である。必要な要員と作業項目について第 7.2.1.3-5 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、28 名で対処可能である。

※1 有効性評価で考慮しない作業（原子炉ウエル注水）に必要な要員 4 名を含めると、緊急時対策要員（現場）が 12 名、合計が 32 名になる。

- a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認
- 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認については、
「7.2.1.2.1 a. 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認」と同じ。
- b. 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、「7.2.1.2.1 b. 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。
- c. 炉心損傷確認
- 炉心損傷確認については、「7.2.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。
- d. 水素濃度監視
- 水素濃度監視については、「7.2.1.2.1 d. 水素濃度監視」と同じ。
- e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（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代替注水系（常設）による原子炉注水については、「7.2.1.2.1 e. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じ。
- f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却
- 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却については、「7.2.1.2.1 f. 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却」と同じ。
- 格納容器スプレイを継続することによりサブプレッション・チェンバ・プール水位が上昇するため、格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇を考慮（約 2m）し、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納容器スプレイを

停止する。

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

g. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱の準備として、原子炉格納容器二次隔離弁を中央制御室からの遠隔操作により開する。

格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]に接近した場合又はサブプレッション・チェンバ・プール水位が格納容器真空破壊弁高さに到達した場合、原子炉格納容器一次隔離弁を原子炉建屋内の原子炉区域外からの人力操作によって全開することで、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置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、格納容器内圧力等である。

サブプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、サブプレッション・チェンバ・プール水位等である。

以降、損傷炉心の冷却は、低圧代替注水系（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、格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。

7.2.1.3.2 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、「6.2 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、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」である。

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

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位、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 7.2.1.3-2 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) 起因事象

起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。破断箇所は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、残留熱除去系の吸込配管とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

全ての非常用ディーゼル発電機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、代替循環冷却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、全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。

(d) 水素ガスの発生

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉スクラムは、事象の発生と同時に発生するものとする。

(b) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

最大 300m³/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。なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は、

格納容器スプレイと同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

- (c) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、 $140\text{m}^3/\text{h}$ にて原子炉格納容器内にスプレイする。なお、格納容器スプレイは、原子炉注水と同じ復水移送ポンプを用いて弁の切替えにて実施する。

- (d) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱
格納容器圧力 $0.62\text{MPa}[\text{gage}]$ における最大排出流量 31.6kg/s に対して、原子炉格納容器二次隔離弁の中央制御室からの遠隔操作による中間開操作（流路面積 50%開）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、「6.3.5 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、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、事象発生70分後から開始する。
- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が 190°C に到達した場合に開始する。なお、格納容器ベントに伴うサブレッション・チェンバ・プール水位の上昇（約2m）を考慮し、サブレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1mを超えないように格納容器スプレイを停止する。
- (c) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作は、格納容器圧力が $0.62\text{MPa}[\text{gage}]$ に接近した場合に実施する。

(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) 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. 格納容器圧力逃がし装置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^{※2}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圧力逃がし装置に至るものとする。

格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は、格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後、格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。

※2 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. 格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の Cs-137 放出量は、以下の式で計算される。

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

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

f_{Cs} : 原子炉格納容器からのセシウムの放出割合

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 : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数

- 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による除
去効果を考慮する。
- e. 格納容器圧力逃がし装置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. 原子炉建屋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。
- (b) 原子炉建屋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屋の設計負圧が達成され
るまでの期間は、原子炉建屋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 0.5 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 30 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) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建

屋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7.2.1.3-6図から第7.2.1.3-8図に、燃料最高温度の推移を第7.2.1.3-9図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第7.2.1.3-10図から第7.2.1.3-13図に示す。

a. 事象進展

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 0.3 時間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 0.4 時間後に 1,200℃に到達し、また、事象発生から約 0.7 時間後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生から 70 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、復水移送ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（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が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。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。

ベントラインの水没防止のために、格納容器ベントに伴うサブプレッション・チェンバ・プール水位の上昇（約 2m）を考慮し、サブプレッション・チェンバ・プール水位がベントライン-1m を超えないように格納

容器スプレイを停止することから、格納容器圧力は上昇し、事象発生

から約 38 時間経過した時点で原子炉格納容器の限界圧力に接近する。

原子炉格納容器の限界圧力接近時点で、格納容器圧力逃がし装置によ

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。

格納容器温度は、格納容器ベントによる格納容器温度低下後、熔融炉心からの放熱によって数時間は上昇傾向となるが、崩壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて、その後は徐々に低下する。格納容器圧力については格納容器ベントによる格納容器圧力低下後、徐々に低下する。

b. 評価項目等

格納容器圧力は、第 7.2.1.3-10 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び原子炉格納容器の限界圧力に接近した場合に格納容器圧力逃がし装置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、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[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開始約 38 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 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 7.2.1.3-11 図に示すとおり、原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置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温度（壁面温度）の最高値は約 165℃となり、原子炉格納容器の限界温度 200℃を超えない。なお、事象開始直後、

破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約 207°C となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は約 144°C であり、原子炉格納容器の限界温度 200°C 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圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 1.4×10^{-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圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は約 2.0TBq（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屋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、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋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、原子炉建屋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 14TBq（7 日間）となる。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量に、ドライウエルのベントラインを經由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 16TBq（7 日間）であり、100TBq を下回る。

事象発生からの 7 日間以降、Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、サプレッション・チェンバのベントラインを經由した格納容器圧力逃がし装置による総放出量は、約 4.0×10^{-3} TBq（30 日間）及び約 8.5×10^{-3} TBq（100 日間）である。ドライウエルのベントライン

を經由した場合には、約 3.1TBq(30 日間)及び約 3.2TBq(100 日間)である。原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量にドライウエルのベントラインを經由した格納容器圧力逃がし装置による Cs-137 の放出量を加えた場合でも、約 18TBq (30 日間) 及び約 18TBq (100 日間) であり、100TBq を下回る。

第 7.2.1.3-6 図に示すとおり、低圧代替注水系（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 7.2.1.3-10 図に示すとおり、原子炉格納容器の限界圧力接近時点で、約 38 時間後に格納容器圧力逃がし装置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、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

7.2.1.3.3 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）」（代替循環冷却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、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注

水系（常設）による原子炉注水操作，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作及び格納容器圧力逃がし装置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、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，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，速やかに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（電源の確包含む）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。また，格納容器スプレイ操作については，炉心ヒートアップの感度解析では，格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

結果の方が保守的であり、注水操作による有効燃料棒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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI 事故について

の再現性を確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 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、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析 (ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析) では、格納容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメー

タに与える影響は小さい。

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

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により炉心熔融時間に与える影響は小さいことを確認

しており、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは PHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内への FP 放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP 実験解析では、燃料被覆管破裂後の FP 放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。したがって、大気中への Cs-137 の総放出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置による大気中への Cs-137 の総放出量は、評価項目 (100TBq を下回っていること) に対して、サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 1.4×10^{-3} TBq (7 日間) , ドライウエルのベントラインを経由した場合は約 2.0TBq (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 7.2.1.3-2 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の上昇が遅くなるが、操作手順(原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること及び格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること)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、炉心流量、格納容器容積(ウェットウェル)の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

機器条件の低圧代替注水系(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。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は、解析条件の不確かさとして、実際の流量が解析より多い場合、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。

(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、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サブプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、Excessive

LOCAを考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり，第7.2.1.2-15図及び第7.2.1.2-16図に示すとおり，格納容器圧力は0.62MPa[gage]を下回っていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（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。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は，解析条件の不確かさとして，実際の流量が解析より多い場合，格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが，格納容器圧力の最大値は格納容器ベント時のピーク圧力であり，ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほとんどないことから，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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（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70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、常設代替交流電源設備からの受電操作について、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。なお、有効性評価では2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が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。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、復水移送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、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃超過を確認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、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、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。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。代替格納容器スプレイへの切替え後、原子炉水位が原子炉水位低（レベル1）まで低下した場合、低圧代替注水系（常設）へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の想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。また、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圧力逃がし装置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格納容器圧力0.62MPa[gage]接近時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器圧力が0.62MPa[gage]に接近するのは、事象発生から約38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、格納容器圧力0.62MPa[gage]に至るまで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は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、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

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（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、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(70分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、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。また、原子炉注水操作は、代替格納容器スプレイとの切替え操作であり、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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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、代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達時となり、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圧力逃がし装置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。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系

(常設)による原子炉注水操作については、第7.2.1.3-14図から第7.2.1.3-16図に示すとおり、事象発生から90分後(操作開始時間20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。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却操作については、事象発生から90分後(操作開始時間20分程度の遅れ)に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始した場合の解析では、格納容器スプレイ開始のタイミングは約2.3時間後であるため、現行の2時間に対して約20分程度の準備時間を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圧力逃がし装置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38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。

(解解上の時間)

(約9分)

(約10分後)

(約0.38時間後)

(約0.4時間後)

(約0.7時間後)

(70分後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

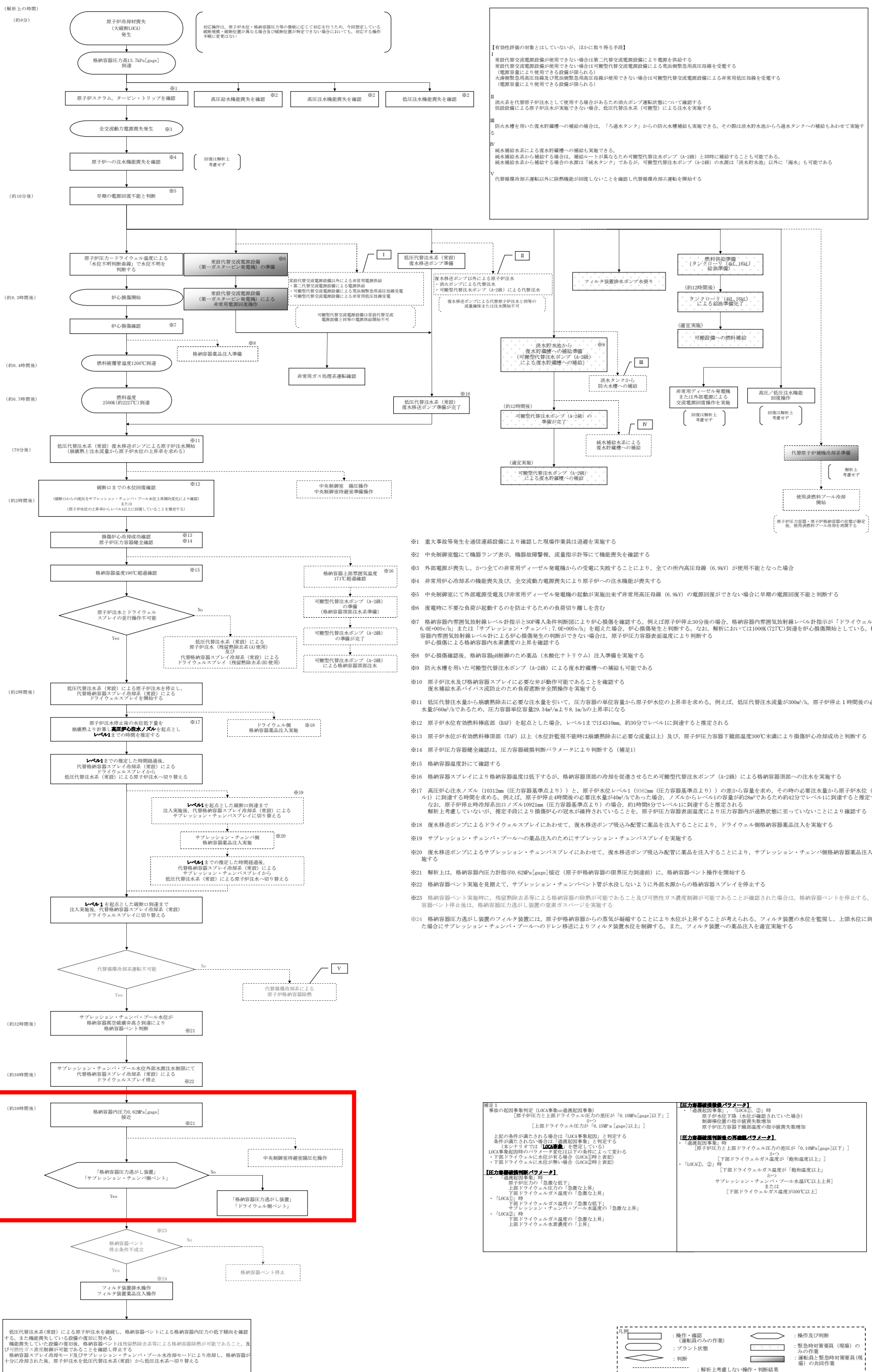
(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)

(約2時間後)



第 7.2.1.3-4 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（代替循環冷却系を使用しない場合）

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

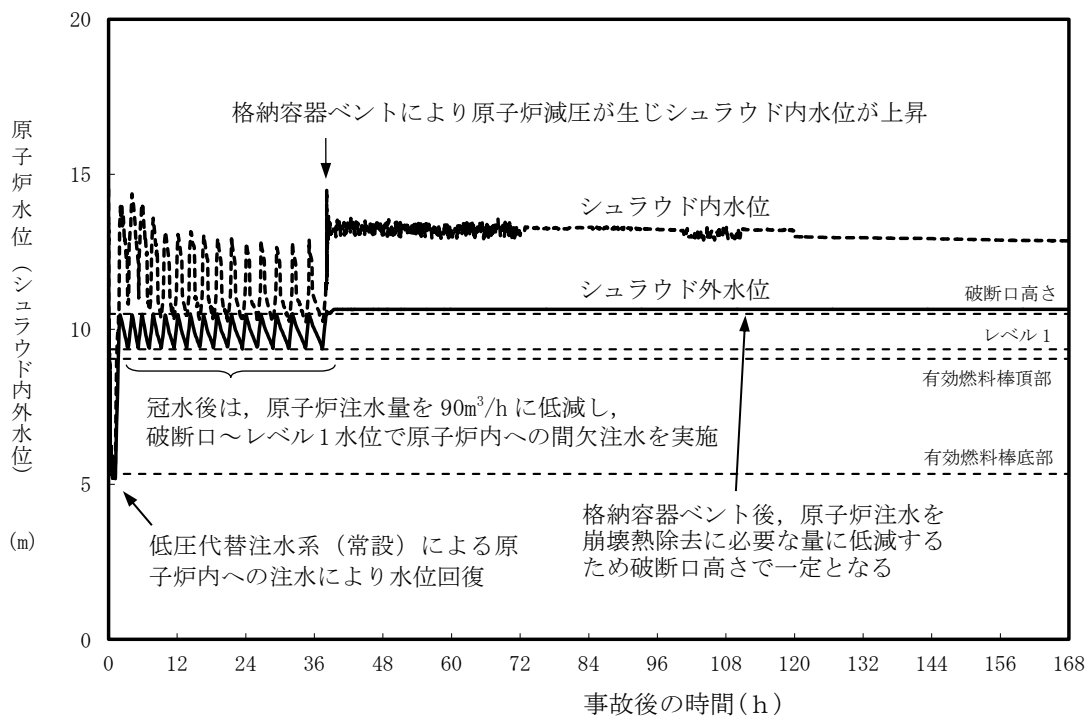
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）																																備考
	責任者	当直長		1人		中央監視 緊急時対策本部連絡		10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320																																
		指揮者	6号	当直副長	1人			各号炉運転操作指揮																																
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	-	-	-	-	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉スクラム、タービン・トリップ確認	10分																																状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する
交流電源回復操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・非常用ディーゼル発電機 機能回復 ・外部電源 回復																																	対応可能な要員により対応する
高圧/低圧注水機能喪失調査、復旧 操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復																																	対応可能な要員により対応する
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉格納容器内水素濃度監視		適宜実施																															
常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・第一ガスタービン発電機 起動	10分																																
常設代替交流電源設備運転 (第一ガスタービン発電機)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・第一ガスタービン発電機 給電	5分																																
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・非常用高圧母線 D系 受電前準備 (中央制御室)	15分																																
	-	-	4人 C, D E, F	4人 o, d e, f	-	-	・放射線防護装備準備/装備	10分																																
	-	-	(2人) C, D	(2人) o, d	-	-	・現場移動 ・非常用高圧母線 D系 受電前準備 (電源室受電準備)	15分																																
	-	-	(2人) E, F	(2人) o, f	-	-	・現場移動 ・非常用高圧母線 D系 受電前準備 (コントロール棟負荷抑制)	15分																																
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 D系 受電操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・非常用高圧母線 D系 受電確認	5分																																
	-	-	(2人) C, D	(2人) o, d	-	-	・非常用高圧母線 D系 受電	5分																																
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・非常用高圧母線 C系 受電前準備 (中央制御室)	10分																																
	-	-	(2人) E, F	(2人) o, f	-	-	・現場移動 ・非常用高圧母線 C系 受電前準備	25分																																
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線 C系 受電操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・非常用高圧母線 C系 受電確認	5分																																
	-	-	(2人) E, F	(2人) o, f	-	-	・非常用高圧母線 C系 受電	5分																																
非常用ガス処理系 運転確認	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・非常用ガス処理系排風機 運転確認	5分																																
	-	-	-	-	-	-	・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整		適宜実施																															
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ (B, C) 起動/運転確認 ・低圧代替注水系 (常設) 系統構成	15分																																
	-	-	(2人) E, F	(2人) o, f	-	-	・現場移動 ・低圧代替注水系 (常設) 現場系統構成 ・空復水貯蔵槽放込ライン切替		30分																															
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注水弁操作		残熱口まで水位回復後、原子炉注水と格納容器スプレイ切替																															
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作		原子炉注水と格納容器スプレイ切替																															
中央制御室照明確保 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・蓄電池内照明の点灯確認 ・可搬型照明の設置、点灯	15分	蓄電池内照明の点灯確認は対応操作中に確認可能 可搬型照明の設置、点灯作業は適宜実施する																															
中央制御室 圧力調整 (中央制御室可搬型陽圧化空調機プロユニット起動) (解析上考慮せず)	-	-	(2人) C, D	(2人) o, d	-	-	・MCR系 隔離弁操作	30分	交流電源回復により運転操作可能な場合は速急に隔離操作を実施する																															
	-	-	-	-	-	-	・中央制御室可搬型陽圧化空調機プロユニット起動	30分																																
中央制御室待避室の準備操作 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作	10分																																
	-	-	(2人) o, d	(2人) o, d	-	-	・現場移動 ・中央制御室待避室陽圧化装置空気供給元弁開	30分																																
格納容器薬品注入操作 (解析上考慮せず)	-	-	(2人) E, F	(2人) o, f	-	-	・格納容器スプレイにあわせた薬品注入		格納容器スプレイにあわせて実施																															

第 7. 2. 1. 3-5 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
(代替循環冷却系を使用しない場合) (1/2)

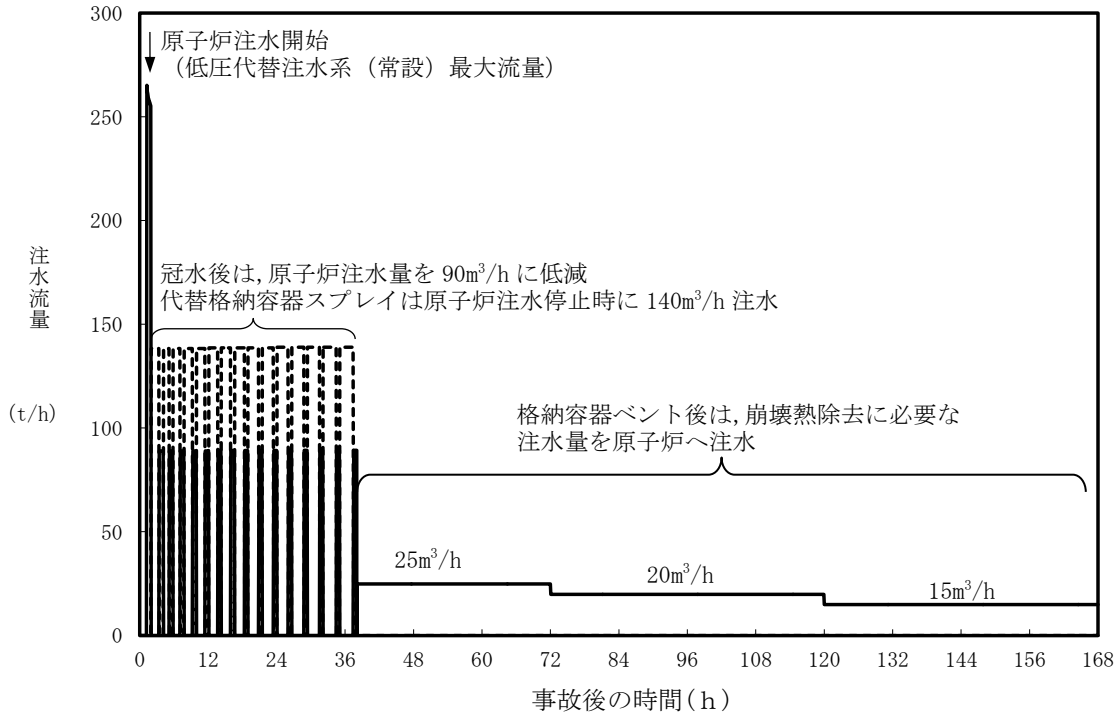
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）							経過時間（時間）										備考	
操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）										備考
	運転員 (中央制御室)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			経過時間（時間）										
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		2	4	6	8	12	16	20	24	28	32	
低圧代替注水系（常設） 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 注水弁操作	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・残留熱除去系 スプレイ弁操作	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉建屋負圧監視 ・原子炉建屋負圧調整	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する
原子炉ウェル注水 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉ウェル注水	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	2人	2人	・放射線防護装置準備/整備	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉ウェルへの注水準備 (可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動、ホース敷設(淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口)、ホース接続)	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する
代替原子炉補機冷却系 準備操作(解析上考慮せず)	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	13人 (参集)	13人 (参集)	・放射線防護装置準備/整備	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	(3人)	(3人)	・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設、移動及び高圧水張り	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント準備操作として非常用ガス処理系を停止する
代替原子炉補機冷却系 運転(解析上考慮せず)	-	-	-	-	(3人)	(3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による使用済燃料プールへの補給	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・再起動準備として使用済燃料プールへの補給を実施する	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
使用済燃料プール冷却 再開 (解析上考慮せず)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系系統構成	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・再起動準備として再運転の実施	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・燃料プール冷却浄化系再起動	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	-	-	-	-	6人	-	・放射線防護装置準備	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	(4人、※1)	-	・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動、ホース敷設(淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口)、ホース接続、ホース水張り)	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	(4人、※1)	-	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 待機解除は作業エリアの放射線量測定後となる
給油準備	-	-	-	-	※1	-	・軽油タンクからタンクローリー(4tL)への給油	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
給油作業	-	-	-	-	(2人)	-	・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										タンクローリー(4tL)残量に応じて適宜軽油タンクから補給
中央制御室待避室の隔圧化 (解析上考慮せず)	-	-	-	(2人) o, d	-	-	・中央制御室待避室隔圧化装置空気供給弁開 ・中央制御室待避室隔圧調整	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント実施の30分前または格納容器ベント操作に運転員が現場への移動を開始した場合に実施する 中央制御室待避室隔圧化完了後、格納容器ベント操作員以外は待避室へ移動する
中央制御室待避室の隔圧化維持	-	-	-	(2人) o, d	-	-	・中央制御室待避室隔圧状態確認 ・中央制御室待避室隔圧調整	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント実施の30分前または格納容器ベント操作に運転員が現場への移動を開始した場合に実施する 中央制御室待避室隔圧化完了後、格納容器ベント操作員以外は待避室へ移動する
格納容器ベント準備操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・格納容器ベント準備 (格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止)	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・放射線防護装置準備/整備	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	2人 (参集) ↓ ※2	2人 (参集) ↓ ※3	・格納容器ベント準備 (バウンダリ構成)	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
格納容器ベント操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水張り)	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する
	-	-	(2人) E, F	(2人) e, f	-	-	・格納容器ベント状態監視	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										待避室へ待機し格納容器ベント状態を監視する
	(1人) B	(1人) b	-	-	8人、※2 (参集)	8人、※3 (参集)	・格納容器ベント操作(格納容器一次隔離弁操作)	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント操作後待避室へ待機する
給油準備	-	-	-	-	2人	-	・放射線防護装置準備/整備	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										
	-	-	-	-	2人	-	・軽油タンクからタンクローリー(4tL)への給油	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										タンクローリー(4tL)残量に応じて適宜軽油タンクから補給
	-	-	-	-	2人	-	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										格納容器ベント前に待機準備及び待機を実施する 一時待避前に燃料が枯渇しないように給油する 待機解除は作業エリアの放射線量測定後となる
必要人員数 合計	2人 A, B	2人 a, b	4人 C, D, E, F	4人 o, d, e, f	8人* (参集要員20人)	-	-	格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成、非常用ガス処理系停止										

※ 有効性評価で考慮しない作業を含めると要員は「12人(参集要員46人)」となる
() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

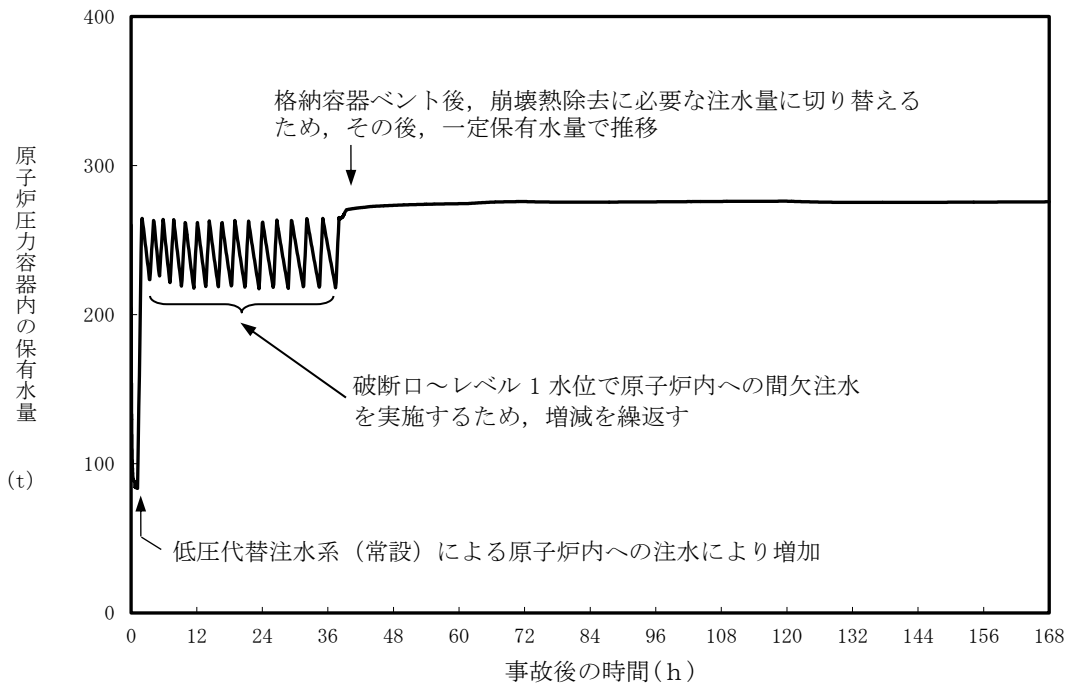
第7.2.1.3-5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間
(代替循環冷却系を使用しない場合)(2/2)



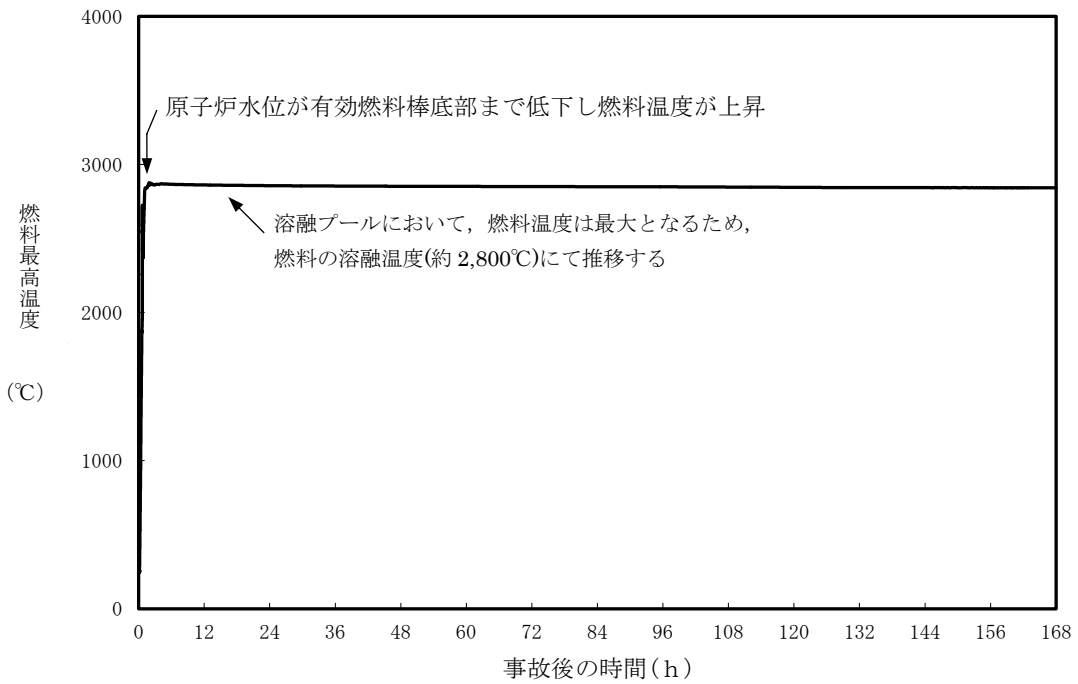
第 7. 2. 1. 3-6 図 原子炉水位 (シユラウド内外水位) の推移



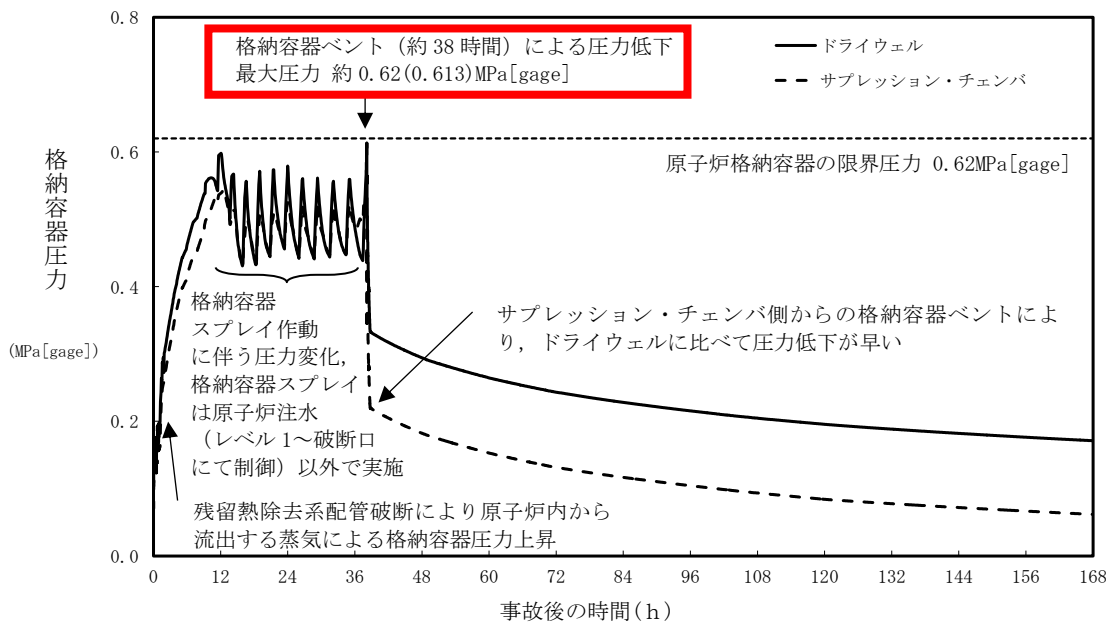
第 7. 2. 1. 3-7 図 注水流量の推移



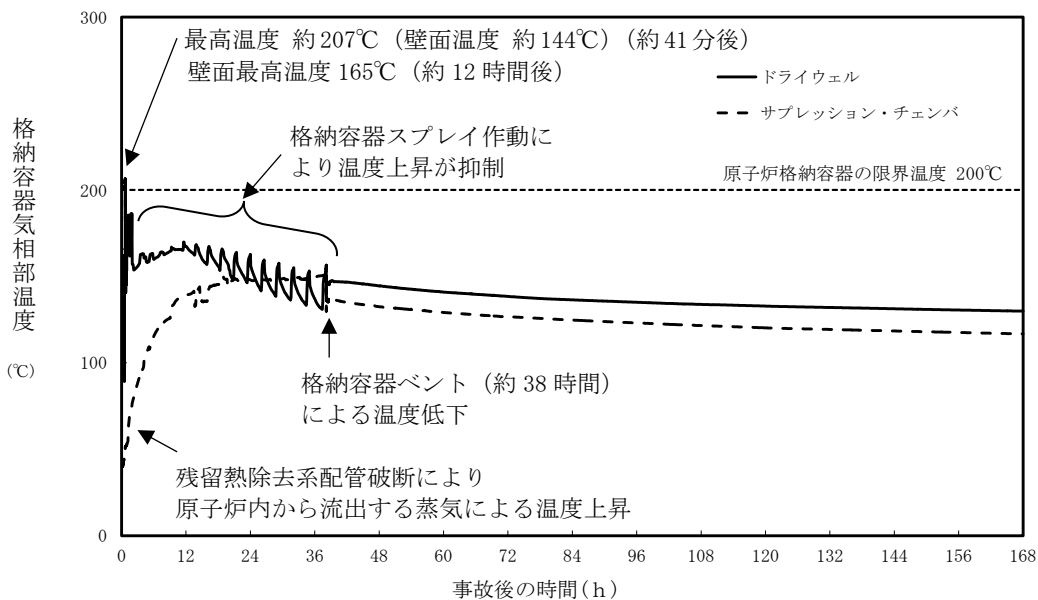
第 7.2.1.3-8 図 原子炉压力容器内の保有水量の推移



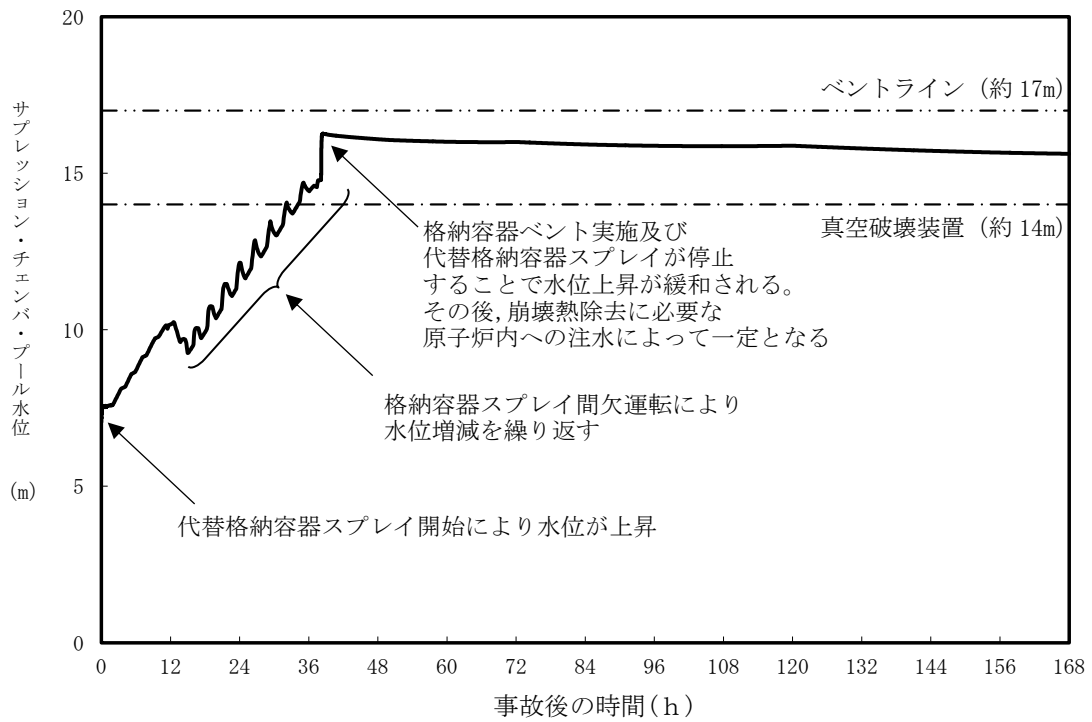
第 7.2.1.3-9 図 燃料最高温度の推移



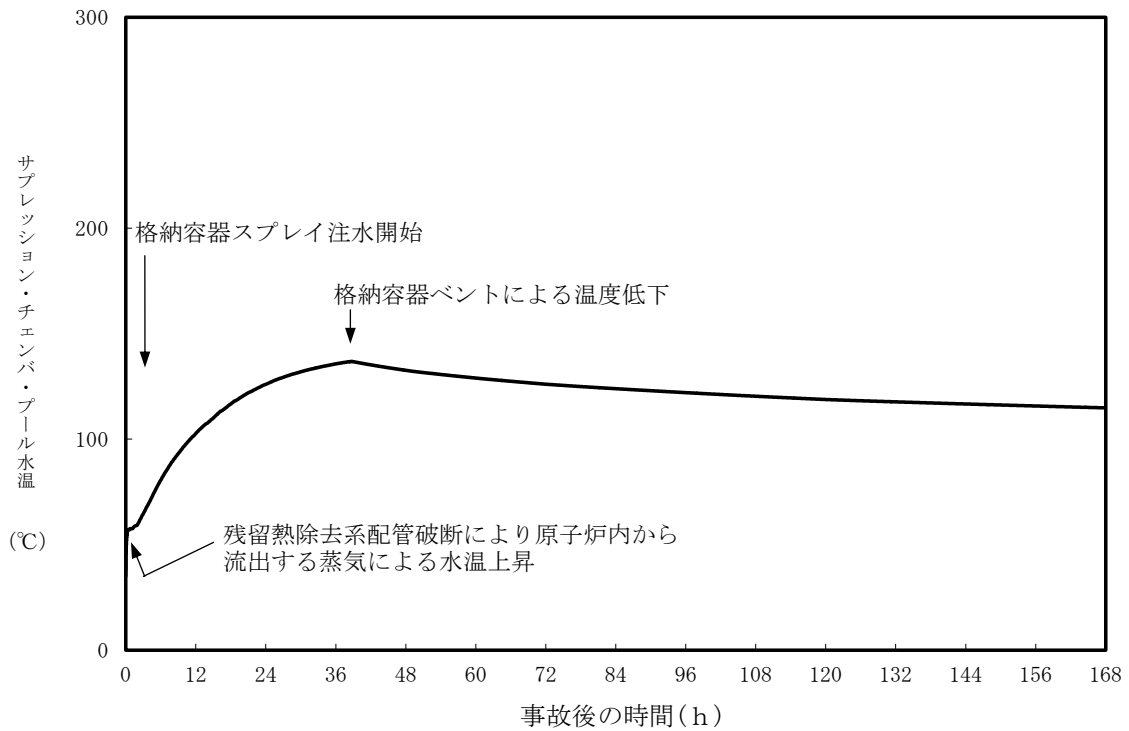
第 7.2.1.3-10 図 格納容器圧力の推移



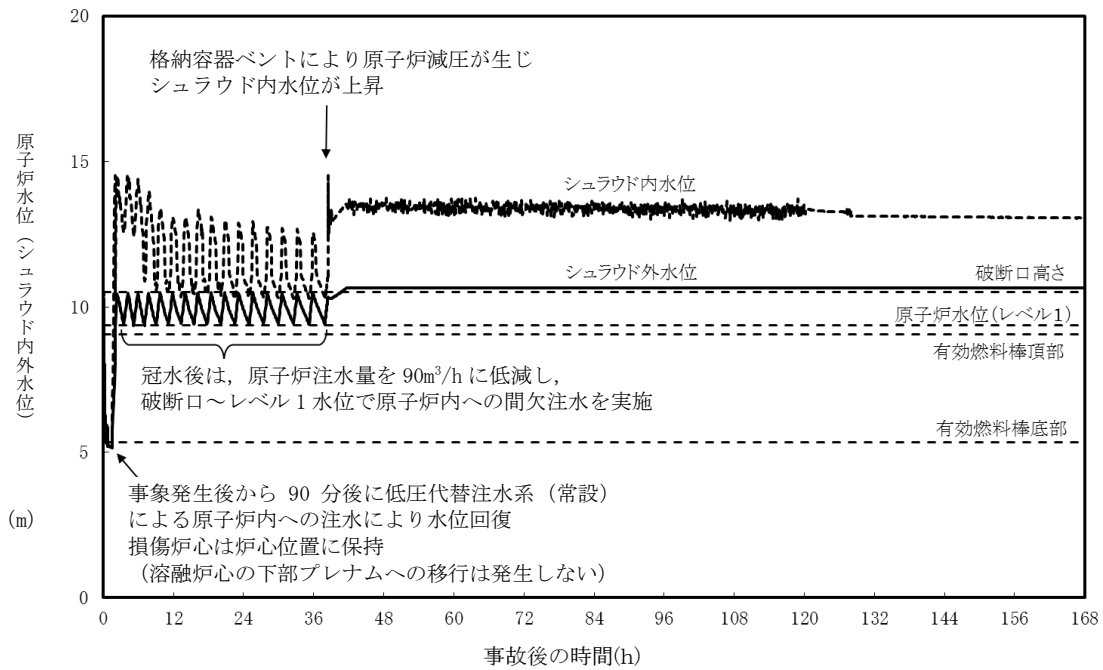
第 7.2.1.3-11 図 格納容器気相部温度の推移



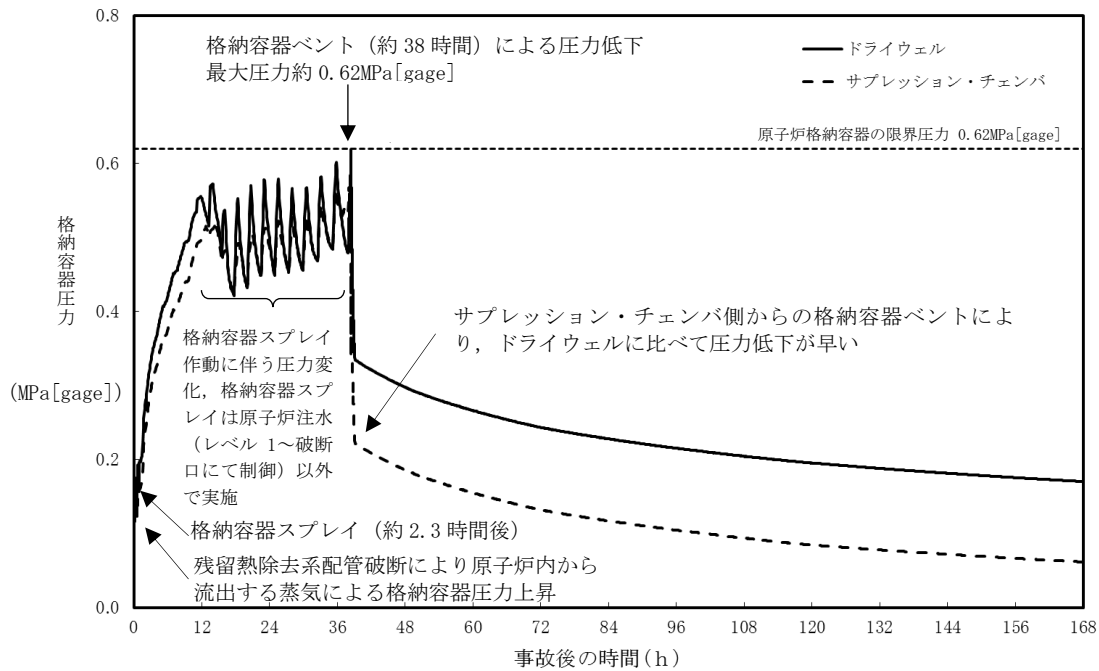
第 7.2.1.3-12 図 サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



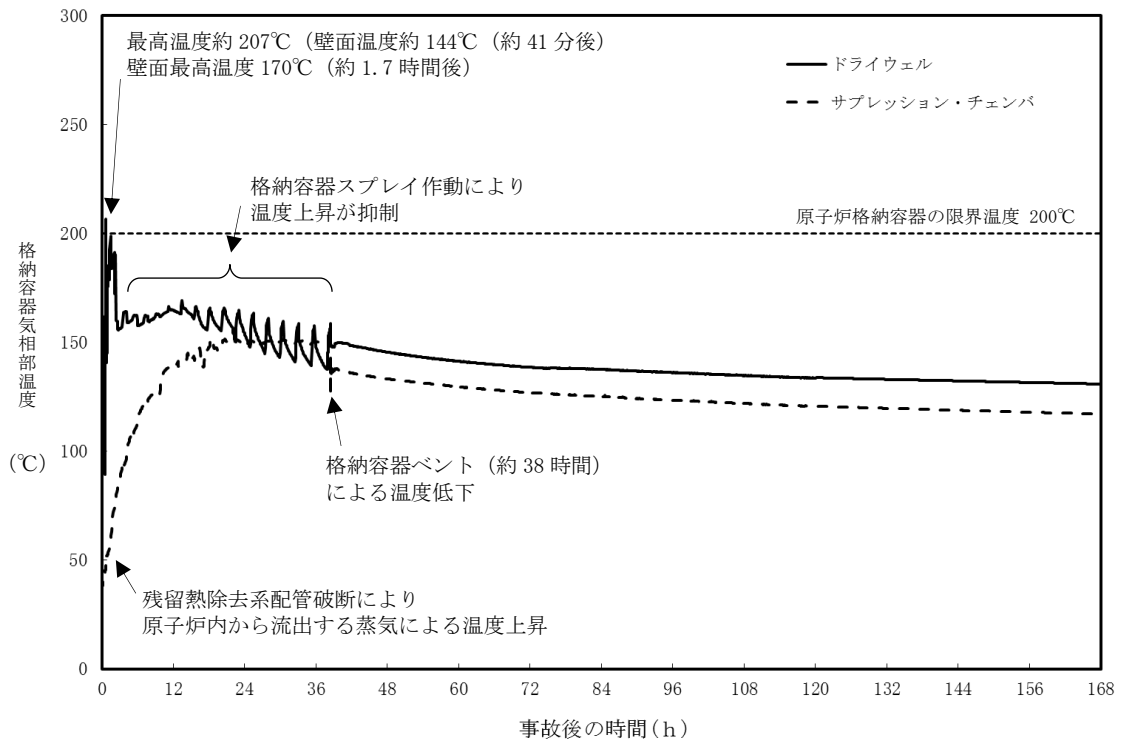
第 7.2.1.3-13 図 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移



第 7.2.1.3-14 図 操作開始時間 20 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 7.2.1.3-15 図 操作開始時間 20 分遅れのケースにおける格納容器圧力の
推移



第 7.2.1.3-16 図 操作開始時間 20 分遅れのケースにおける格納容器気相部温度の推移