

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721T r.4.0
提出年月日	令和4年8月31日

## 泊発電所3号炉

### 重大事故等対策の有効性評価

#### 7.2.1.2 格納容器過温破損

令和4年8月  
北海道電力株式会社

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

## 目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
- 7.2. 重大事故
- 7.2.1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

### 添付資料 目次

- 添付資料7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料7.2.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

## 7.2.1.2 格納容器過温破損

### 7.2.1.2.1 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に至る可能性のあるPDS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，SED，TED，SLW，AEW，TEW，AED及びSEWがある。

#### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では，LOCA，過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能，ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して，原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し，原子炉格納容器の過温破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し，原子炉格納容器雰囲気温度の上昇を抑制することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。

また，1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し，熔融炉心，水蒸気及び水素が急速に放出され，原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため，原子炉容器破損前までに1次系の減圧を行うことにより，原子炉格納容器の破損を防止する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」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、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損前までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策を整備する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納

容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.2.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.2.2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7.2.1.2.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「7.2.1.2.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける事象発生3時間までの重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計15名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員が、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が6名、関係箇所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。また、事象発生3時間以降に追加で必要な要員は、可搬型タンクローリーによる燃料補給を行うための参集要員2名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.2.3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、14名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA，過渡事象，全交流動力電源喪失等が発生し，原子炉自動停止，非常用炉心冷却設備作動信号，格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば，原子炉トリップ，安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後，低圧注入系・高圧注入系の作動不能，補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば，事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は，出力領域中性子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し，ディーゼル発電機が起動失敗することにより，すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し，全交流動力電源喪失の判断を行う。また，蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し，早期の電源回復不能と判断した場合には，全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機，代替格納容器スプレイポンプ，B-充てんポンプ（自己冷却），加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給，可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却，中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

また，安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し，その

後，代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば，代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより，代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。

d．1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位・圧力の低下，原子炉格納容器圧力・温度の上昇，格納容器サンプル・格納容器再循環サンプル水位の上昇，格納容器内エリアモニタの上昇等により，1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

(添付資料7.1.2.2)

e．補助給水系の機能喪失の判断

すべての補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 未満であれば，補助給水系の機能喪失の判断を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は，補助給水流量等である。

f．低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

1次冷却材漏えい時において，非常用炉心冷却設備作動信号の発信，低圧注入流量，高圧注入流量等の指示により，低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し，格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。

低圧注入系・高圧注入系の作動不能の確認に必要な計装設備

は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

g. 格納容器水素イグナイタの起動

炉心出口温度指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。

格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。

h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備

炉心出口温度350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。

i. 炉心損傷の判断

炉心出口温度350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ  $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。



(添付資料7.2.1.1.1)

j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認

格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。

(設置許可基準規則等への適合性について(重大事故等対処施設) 補足説明資料52-7, 52-9)

k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム-水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。

(添付資料7.2.1.1.2)

1. 1次系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力(広域)指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。

1次系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

#### m. 代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

格納容器スプレイ再循環切替えに必要な計装設備は、燃料取

替用水ピット水位等である。

(添付資料7.1.2.3, 7.2.1.1.3, 7.2.4.1)

n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ポンベ接続）及びダンパの手動開操作を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水システムが使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

## 7.2.1.2.2 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

PDSの選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子

炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ補助給水による冷却がない「T\*\*」が原子炉格納容器雰囲気温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「\*\*D」が、温度上昇が抑制されないという観点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する「TED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故
- ・ 手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過温破損に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・1次冷却系における構造材との熱伝達

- ・ 1次冷却系における蓄圧タンク注入
- ・ 加圧器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達
- ・ 蒸気発生器における冷却材放出（臨界流・差圧流）
- ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損，熔融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 区画間の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スpray冷却
- ・ 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用
- ・ 炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は，炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから，

これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。

(添付資料7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、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。

さらに、本評価事故シーケンスでは炉心部に残存する損傷燃料（以下「残存デブリ」という。）は極く少量となるが、実機を想定した場合、本格納容器破損モードでは様々な事故シーケンスが考えられ、残存デブリ量に不確かさが考えられることから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させた場合の格納容器内自然対流冷却による残存デブリの冷却性を確認する。

## (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7.2.1.2.2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。

(添付資料7.2.1.2.1)

### a. 事故条件

#### (a) 起因事象

起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

「(b) 安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定する。

(d) RCPシール部からの漏えい率

RCPシール部が健全な場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果と同程度の値として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし、その漏えい率相当となる口径約 $0.2\text{cm}$ （約 $0.07$ インチ）を設定する。また、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。

なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力を高くする観点から考慮しないものとする。

（添付資料7.1.2.10, 7.2.1.2.2）

(e) 水素の発生

水素の発生についてはジルコニウム-水反応を考慮する。なお、MAAPでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(3) 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) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最小保有水量を用いる。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

29.0m<sup>3</sup>（1基当たり）

(b) 加圧器逃がし弁

1次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。

(c) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉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、設計上期待できる値として140m<sup>3</sup>/hとする。

(d) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが、原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「(3) 有効性評価の結果」にて考慮する。

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) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の10分後に開始するものとする。
- (b) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始するものとする。また、格納容器再循環サンプル水位80%到達（原子炉格納容器保有水量2,270m<sup>3</sup>相当）、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生後の24時間後に停止するものとする。
- (c) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生後の24時間後に開始するものとする。

### (3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.2.4図に、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第7.2.1.2.5図及び第7.2.1.2.6図に、原子炉格納容器圧力及び温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.2.7図から第7.2.1.2.10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1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」

信号のトリップ限界値に到達し、原子炉が自動停止する。また、すべての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1次冷却材の圧力及び温度が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に原子炉容器内水位が低下し、事象発生約3.1時間後に炉心溶融に至る。

(添付資料7.2.1.1.5)

さらに、炉心溶融開始の10分後、事象発生約3.3時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始するとともに、炉心溶融開始の30分後、事象発生約3.6時間後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力を下回るよう原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

(添付資料7.2.1.1.13)

その後、事象発生約24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始し、原子炉格納容器圧力及び温度ともに事象発生約45時間後に低下に転じる。

なお、本評価事故シーケンスでは1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいはRCPシール部からのシールリークのみを想定していることから、1次冷却材が高温となり、原子炉容器蓋フランジ及び高温側配管から漏えいすることも考えられるが、現実的には最初にRCPシールLOCAが発生することで1次冷却材の減温、減圧が進

み、事象進展が緩和される。

(添付資料7.2.1.2.2, 7.2.1.2.3, 7.2.1.2.4)

#### b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第7.2.1.2.7図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生約45時間後に最高値約0.347MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.1.2.8図に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生約45時間後に最高値約141℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、環境に放出される放射性物質が多くなる「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において評価項目を満足することを確認する。

(4)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.2 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が同一であることから、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、評価項目を満足することを確認する。

(5)及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融及び原子炉容器破損時間が早く、炉心崩壊熱が高い状態で原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原

子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。

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

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.2.9図に示すとおり、全圧約0.4MPa[abs]に対して約0.02MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、原子炉格納容器内水素処理装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮し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原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200℃を下回る。

（添付資料7.2.1.1.16）

第7.2.1.2.7図及び第7.2.1.2.8図に示すとおり、事象発生の約45時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、

安定状態を維持できる。

(添付資料7.2.1.2.5)

### 7.2.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器雰囲気温度を低減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、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。

#### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

##### a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の10分後に開始するものとしている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析等の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって，不確かさを考慮すると，実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから，原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが，原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心

の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

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

炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早まるが、炉心溶融開始か



ら原子炉容器破損まで3時間程度あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

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

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

小さい。

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

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値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、原則、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をしている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱，原子炉格納容器自由体積，ヒートシンク及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。

また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。したがって、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。

格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が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。

格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃，約4.4MW～約7.6MW）した場合の感度解析の結果を第7.2.1.2.11図及び第7.2.1.2.12図に示す。その結果、事象発生後の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。

（添付資料7.1.4.7）

また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するが、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料7.2.1.1.20）

## b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、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、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

### (a) 要員の配置による他の操作に与える影響

加圧器逃がし弁の開操作は、第7.2.1.2.3図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイの開始操作は、第7.2.1.2.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替格納容器スプレイの停止及び再開操作は、代替格納容器スプレイ開始操作と同一運転員等による操作であり、事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

格納容器内自然対流冷却の操作は、第7.2.1.2.3図に示すとおり、現場操作であるが、同一運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による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

炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強

制減圧操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心溶融開始の20分後に加圧器逃がし弁を開放した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。操作開始が早くなった場合は代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に再開する代替格納容器スプレイの再開操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原

原子炉格納容器圧力の上昇が遅くなることで操作開始が遅くなるが、本操作開始の起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生約4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性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。

### (3) 操作時間余裕の把握

操作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の操作時間余裕を評価する。

加圧器逃がし弁の開放操作の操作時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁の開放操作開始を10分遅くした場合の感度解析結果を第7.2.1.2.13図及び第7.2.1.2.14図に示す。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）及び200℃に対して十分余裕があるため、20分以上の操作時間余裕があることを確認した。

（添付資料7.2.1.2.6）

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生約24時間後であり、格納容器内自

然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m<sup>3</sup>以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m<sup>3</sup>に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、20時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

(添付資料7.2.1.2.7)

#### (4) 残存デブリ量の不確かさに対する影響評価

大量の残存デブリが存在することを想定し、原子炉容器破損後、破損口から代替格納容器スプレイ水を流入させて炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることによる残存デブリの冷却性を評価した。その結果、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が原子炉格納容器内の蒸気の過熱に寄与するという保守的な条件においても、露出した残存デブリが全熔融炉心の15%以下であれば、その崩壊熱は原子炉格納容器内で発生する水分量をすべて蒸発させるために必要なエネルギーを下回ることを確認した。全熔融デブリの15%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、残存デブリの冷却性は確保できる。

(添付資料7.2.1.2.8, 7.2.1.2.9)

#### (5) 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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料7.2.1.2.10)

#### 7.2.1.2.4 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（格納容器過温破損）」において、重大事故等対策時における事象発生3時間までに必要な要員は、「7.2.1.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり15名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の合計33名で対処可能である。また、事象発生3時間以降に必要な参集要員は2名であり、発電所構外から3時間以内に参集可能な要員

の2名で確保可能である。

(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（格納容器過温破損）」において必要な水源，燃料及び電源は「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い，その結果を以下に示す。

a. 水源

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイについては，燃料取替用水ピットを水源とし，水量1,700m<sup>3</sup>の使用が可能であることから，事象発生約3.6時間後から約15.7時間後までのスプレイ継続（140m<sup>3</sup>/h）が可能である。また，事象発生約14.2時間後より可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため，格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

b. 燃料

代替非常用発電機による電源供給については，事象発生直後の運転を想定して，7日間の運転継続には約138.1kLの軽油が必要となる。

追而理由【3号炉原子炉建屋西側を經由したルートの設定変更】

以降の「追而」標記の追而理由は，上記と同様であることから省略する。

緊急時対策所用発電機による電源供給については，事象発生直後の運転を想定して，7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については，事象発生約22.6時間後からの運転を想定して，7日間の運転継続に約10.5kLの軽油が必要となる。

追而

使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへ海水を補給するための可搬型大型送水ポンプ車については、事象発生の14.2時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.1kLの軽油が必要となる。

**追而** 7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約167.1kLの軽油が必要となるが「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kL）にて供給可能である。

#### c. 電源

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW（3,450kVA）にて供給可能である。

（添付資料7.2.1.2.11）

#### 7.2.1.2.5 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（格納容器過温破損）」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳する。その結果、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過温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（格納容器過温破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格

格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」に原子炉補機冷却機能の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても，運転員等操作である加圧器逃がし弁による1次系強制減圧，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより，原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。

その結果，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度，並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については評価項目を満足していることを確認した。また，長期的には原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお，放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力については「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」，原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」，熔融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において，それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさ，並びにそれらが運転員等

操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

発電所災害対策要員は、本格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、加圧器逃がし弁を用いた1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却によ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り、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して有効である。

第7.2.1.2.1表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故等対策について（1/5）

		重大事故等対処設備		
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ LOCA, 過渡事象, 全交流動力電源喪失等が発生し, 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備動作信号, 格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば, 原子炉トリップ, 安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後, 低圧注入系・高圧注入系の作動不能, 補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば, 事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> </ul>	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源が喪失し, ディーゼル発電機が起動失敗することにより, すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し, 全交流動力電源喪失の判断を行う。また, 蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul>	—	—	—
c. 早期の電源回復不能の判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し, 早期の電源回復不能と判断した場合には, 全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機, 代替格納容器スプレイポンプ, B-1充電ポンプ（自己冷却）, 加圧器逃がし弁及びエアニュラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給, 可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却, 中央制御室非常用循環系ダンプの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</li> <li>・ 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し, その後, 代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば, 代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより, 代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油貯油槽	可搬型タンクローリー	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故等対策について（2 / 5）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
		計装設備	
d. 1 次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1 次冷却材漏えいの判断を行う。</li> </ul>	—	—
e. 補助給水系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>すべての補助給水流量指示の合計が 80m<sup>3</sup>/h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。</li> </ul>	【タービン動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】 【補助給水ピット】	—
f. 低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>1 次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。</li> </ul>	【格納容器スプレイポンプ】 【燃料取替用水ピット】	—
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う 1 次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時には、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。</li> </ul>	【格納容器水素イグナイタ】 【格納容器水素イグナイタ温度】 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型タンクローリー
			1 次冷却材温度（広域－高温側） 1 次冷却材温度（広域－低温側）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故等対策について（3/5）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ1×10<sup>5</sup>mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域—高温側）</li> <li>1次冷却材温度（広域—低温側）</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）</li> </ul>
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ1×10<sup>5</sup>mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材温度（広域—高温側）</li> <li>1次冷却材温度（広域—低温側）</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</li> <li>格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）</li> </ul>
j. 格納容器水素イグナイト及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器水素イグナイト及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイト温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【格納容器水素イグナイト】</li> <li>【格納容器水素イグナイト温度】</li> <li>【原子炉格納容器内水素処理装置】</li> <li>【原子炉格納容器内水素処理装置温度】</li> <li>代替非常用発電機</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽</li> </ul>	可搬型タンクローリー
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム—水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替非常用発電機</li> <li>ディーゼル発電機燃料油貯油槽</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>【可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット】</li> <li>【可搬型ガスサンプリング冷却ポンプ】</li> <li>【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】</li> <li>【可搬型大型送水ポンプ車】</li> <li>【可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット】</li> <li>可搬型タンクローリー</li> </ul>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備



第7.2.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故等対策について（4/5）

重大事故等対処設備			
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備
1. 1 次系強制減圧	<p>炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa [gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</p>	加圧器逃がし弁	【加圧器逃がし弁操作用バッテリー】 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ
m. 代替格納容器スプレ	<p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B一充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</p> <p>格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替えの条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p>	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 【B一充てんポンプ（自己冷却）】	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車
			計装設備
			1次冷却材圧力（広域）
			燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） B一格納容器スプレイ冷却器出口種算流量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口種算流量 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.1.2.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」における重大事故等対策について（5/5）

重大事故等対処設備				
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	
n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ボンベ接続）及びダンプの手動開操作を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系の開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</li> </ul>	<p>B-アニュラス空気浄化ファン</p> <p>B-アニュラス空気浄化フィルタユニット</p> <p>中央制御室給気ファン</p> <p>中央制御室循環ファン</p> <p>中央制御室非常用循環ファン</p> <p>中央制御室給気ユニット</p> <p>中央制御室非常用循環フィルタユニット</p> <p>代替非常用発電機</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯槽</p>	<p>アニュラス全量排気弁操作</p> <p>可搬型窒素ガスボンベ</p> <p>可搬型タンクローリー</p>	計装設備
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> </ul>	<p>C, D-格納容器再循環ユニット</p> <p>【C, D-原子炉補機冷却水ポンプ】</p> <p>【C, D-原子炉補機冷却水冷却器】</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク】</p> <p>【C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ】</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯槽</p>	<p>可搬型大型送水ポンプ車</p> <p>可搬型タンクローリー</p> <p>可搬型温度計測装置</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ】</p>	<p>格納容器内温度</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> <p>格納容器圧力 (AM用)</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/3）

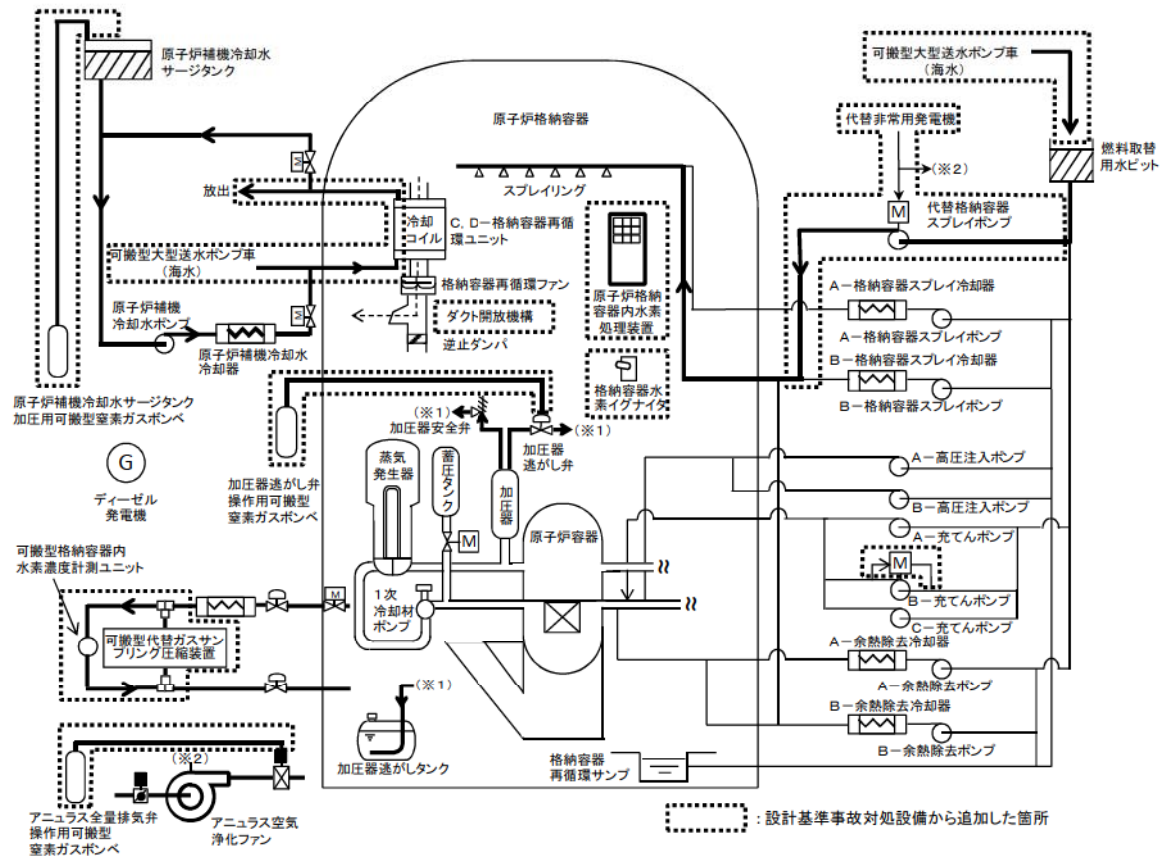
項目		条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。	
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、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

第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件  
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（2/3）

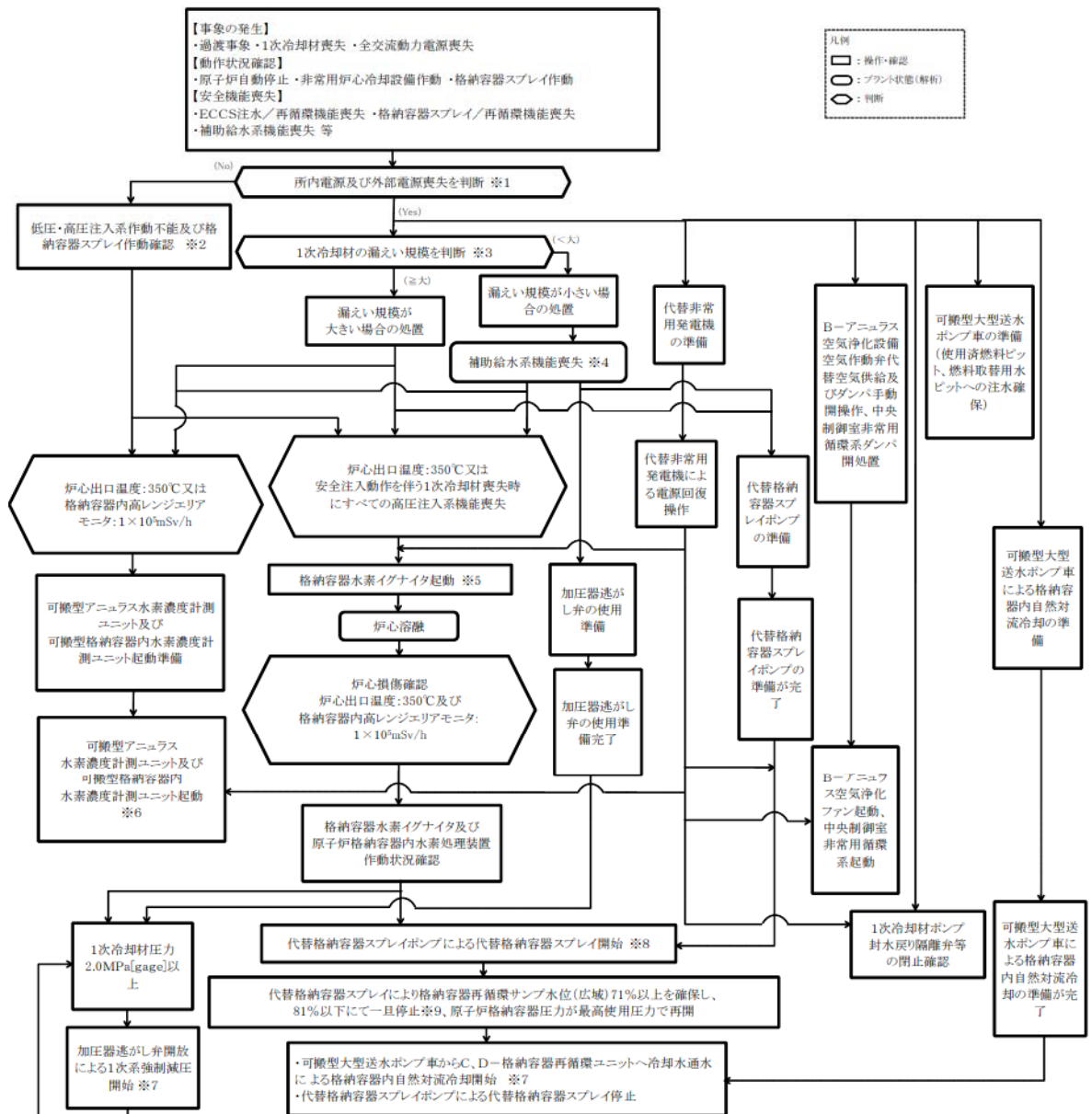
項目		条件設定の考え方	
	主要解析条件		
起因事象	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	
安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。	
RCP シール部からの漏えい率（初期）	定格圧力において 約 1.5m <sup>3</sup> /h（1台当たり） 相当となる 口径約 0.2cm（約 0.07 インチ） （1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	

第7.2.1.2.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の主要解析条件  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（3/3）

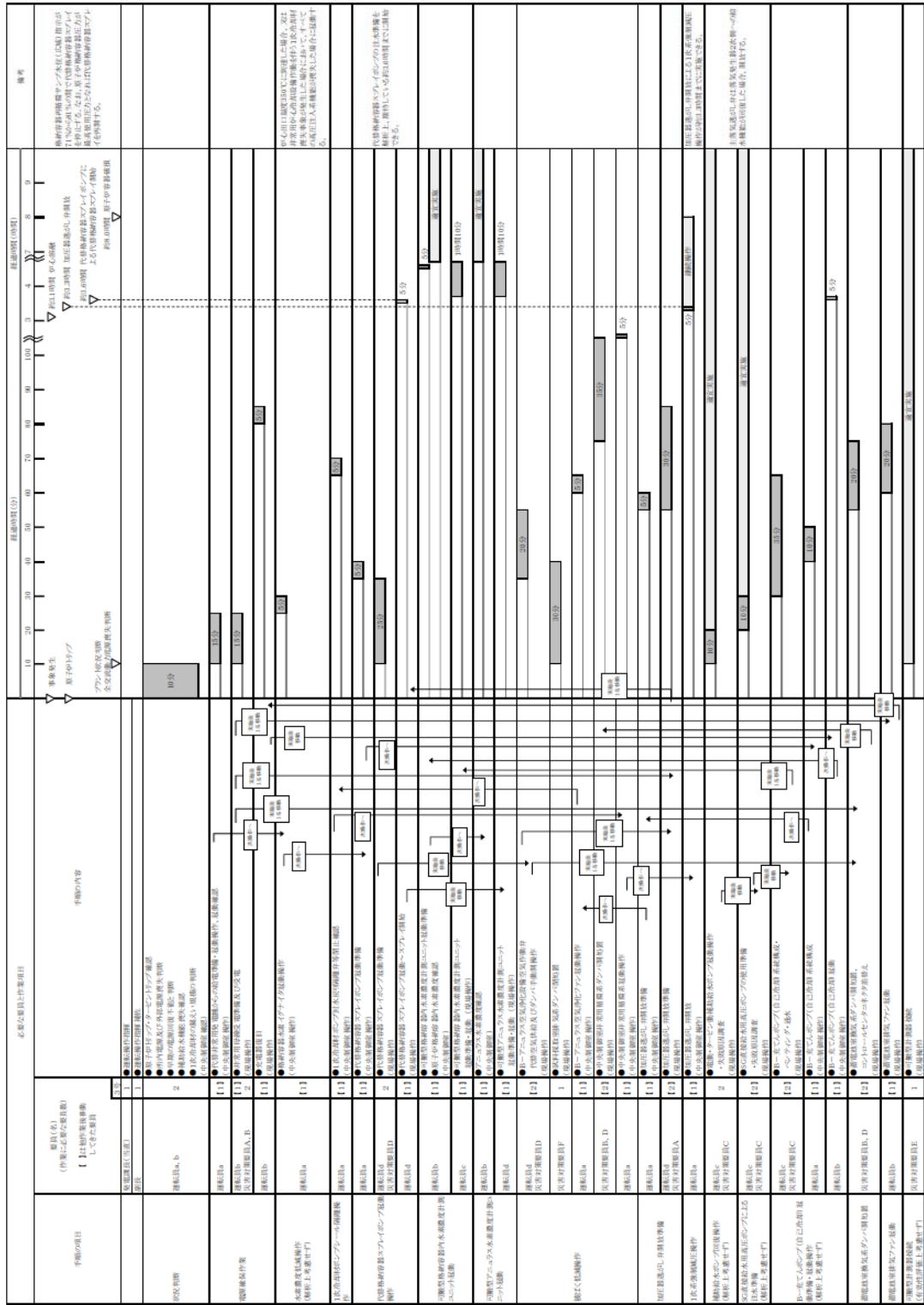
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する 機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検 出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から 最低保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。
	代替格納容器スプレイポン プによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	1基当たりの除熱特性(100℃～約 155℃, 約3.6MW～約6.5MW) 2基	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設 定。
	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の10分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器ス プレイの開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30 分を想定して設定。
	一旦停止	格納容器再循環サンプ水位80% 到達 (原子炉格納容器保有水量 2,270m <sup>3</sup> 相当) + 原子炉格納容器 最高使用圧力未滿	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。 (燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量)
	再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
停止	事象発生後の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。	
格納容器再循環ユニット による格納容器内自然対 流冷却開始	事象発生後の24時間後	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場 操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。	
重大事故等対策に関連する 操作条件			



第 7.2.1.2.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」  
の重大事故等対策の概略系統図



第 7. 2. 1. 2. 2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の対応手順の概要

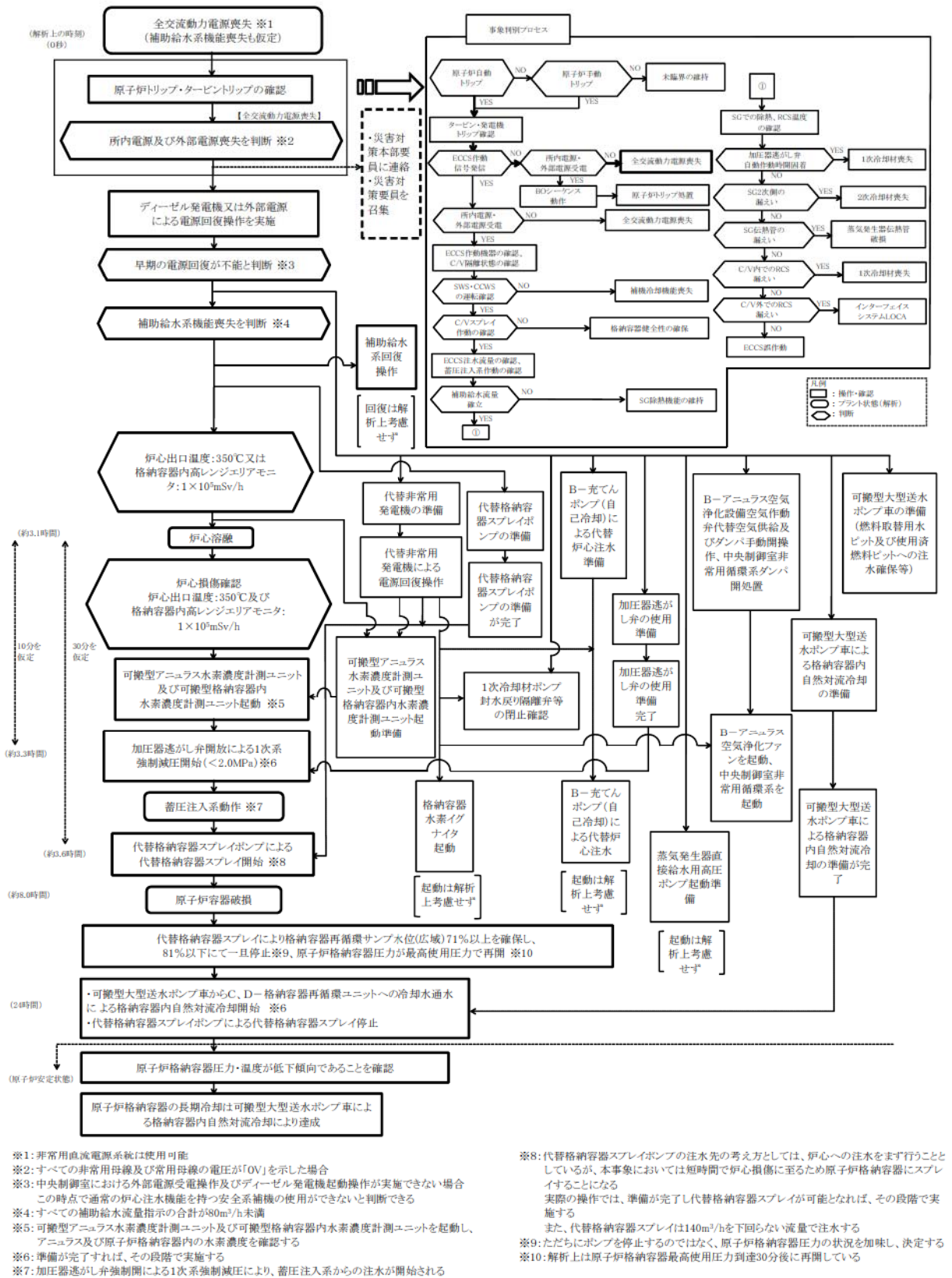


第7.2.1.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）（1/2）

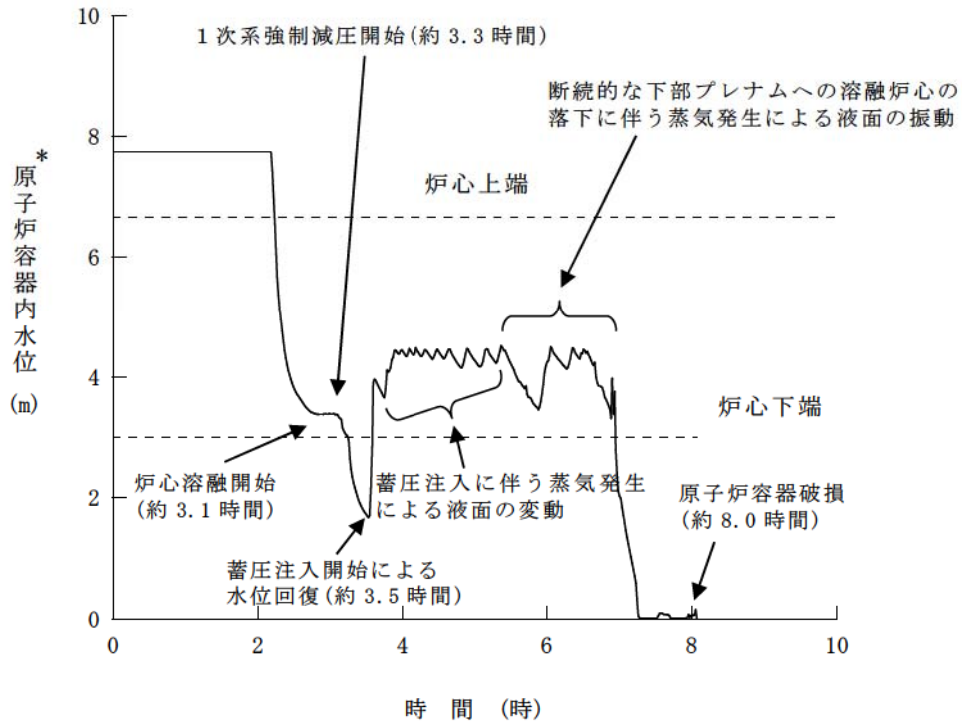


手続の項目	要員(本) (作業に必要な要員数) 【】: 作業前後 移動してきて要員	必要な要員と作業項目	経路時間(時間)		備考	
燃料取扱用ホースへの漏れ (格納)	2名	手続の内容  ●可搬型ホース集設、代替給水・圧水配管と接続、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設 ●ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置、 ポンプ車A周辺の可搬型ホース集設、排水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) 【3】  ●燃料取扱用ホース集設 【1】  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)  ●ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置、 ポンプ車A周辺の可搬型ホース集設、排水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) 【3】  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)  ●燃料取扱用ホース集設、ホース延長・収束車に上の可搬型ホース集設、可搬型大口径水ポンプ車Aの設置 【1】(現場操作)		燃料取扱用ホースへの漏れは、 燃料取扱用ホースの水の供給 停止(時間)の(約1.2時間)までで 対応可能である。  ※1: 使用済燃料ホースへの注水 準備と手続の手順のため※2の対 応が必要。  燃料取扱用ホースが破損しない ように災害対策本部の指示により 作業は停止を要する。		
			追而			

第7.2.1.2.3図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の作業と所要時間  
(外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故) (2/2)

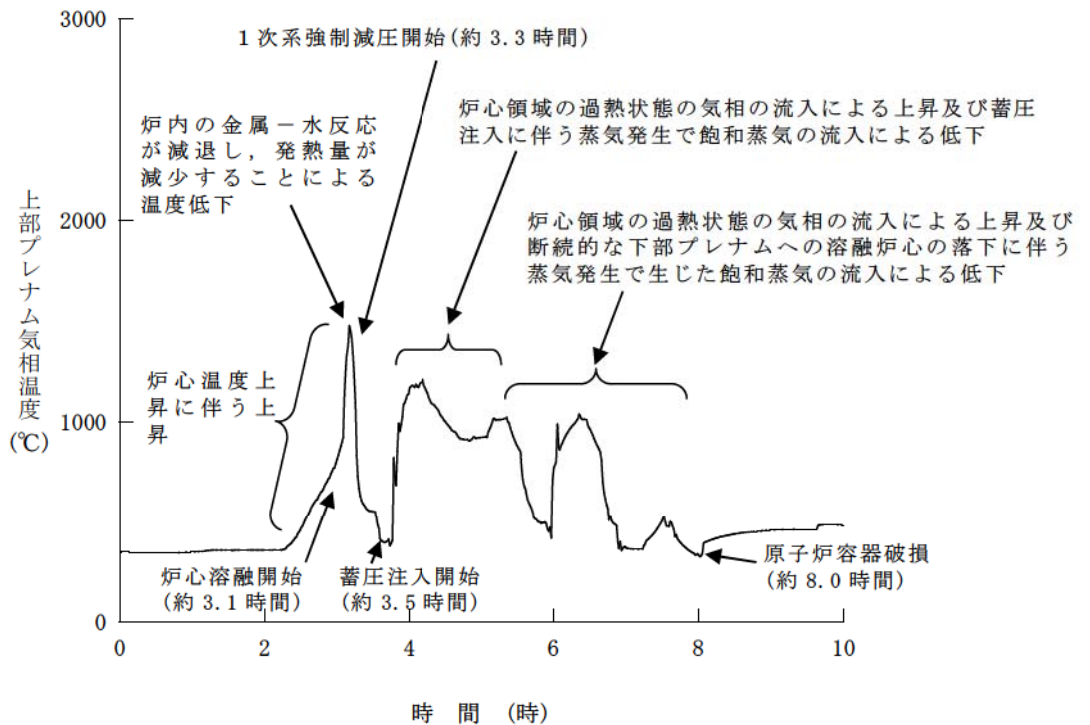


第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要）  
 （外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）

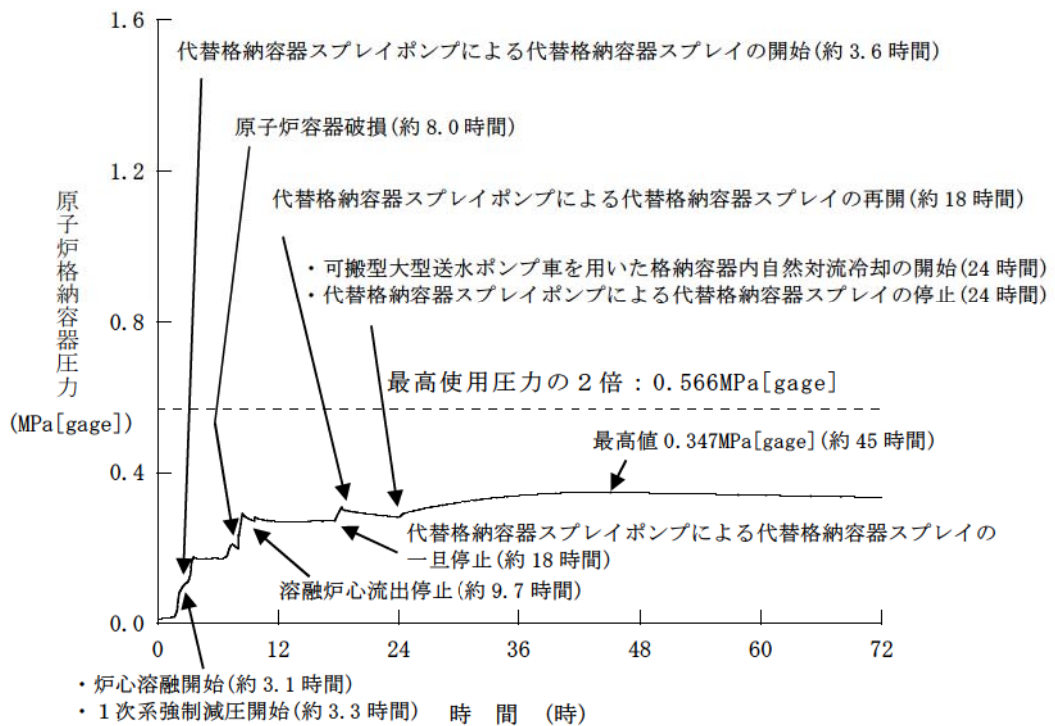


\* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡炉心水位を表示

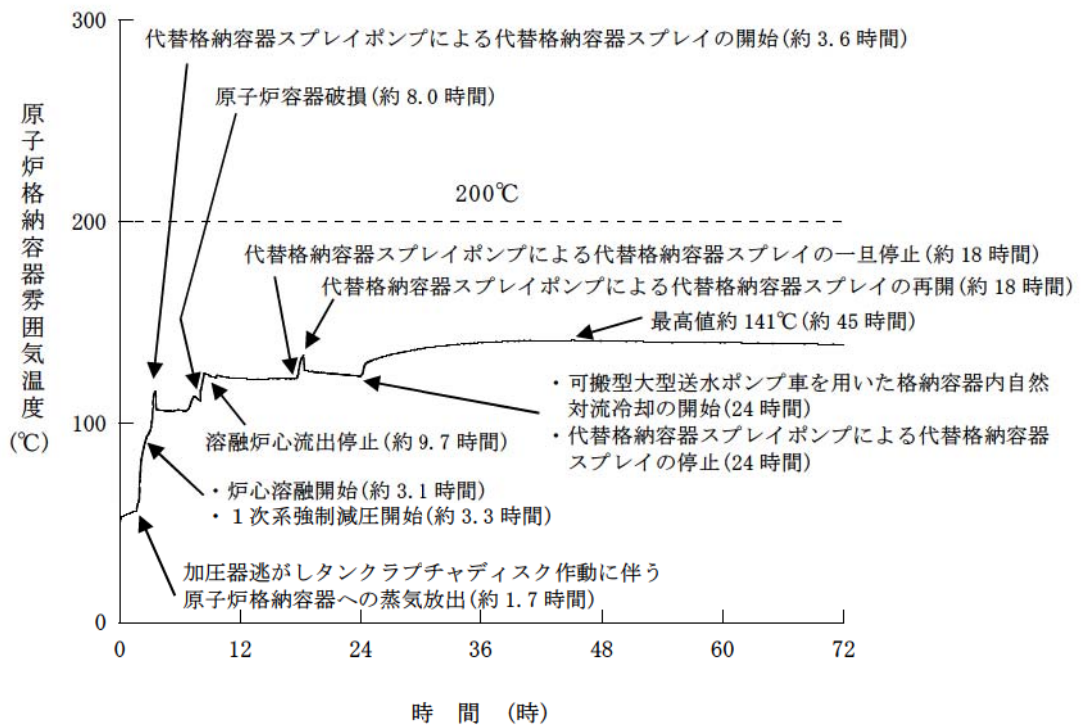
第 7.2.1.2.5 図 原子炉容器内水位の推移



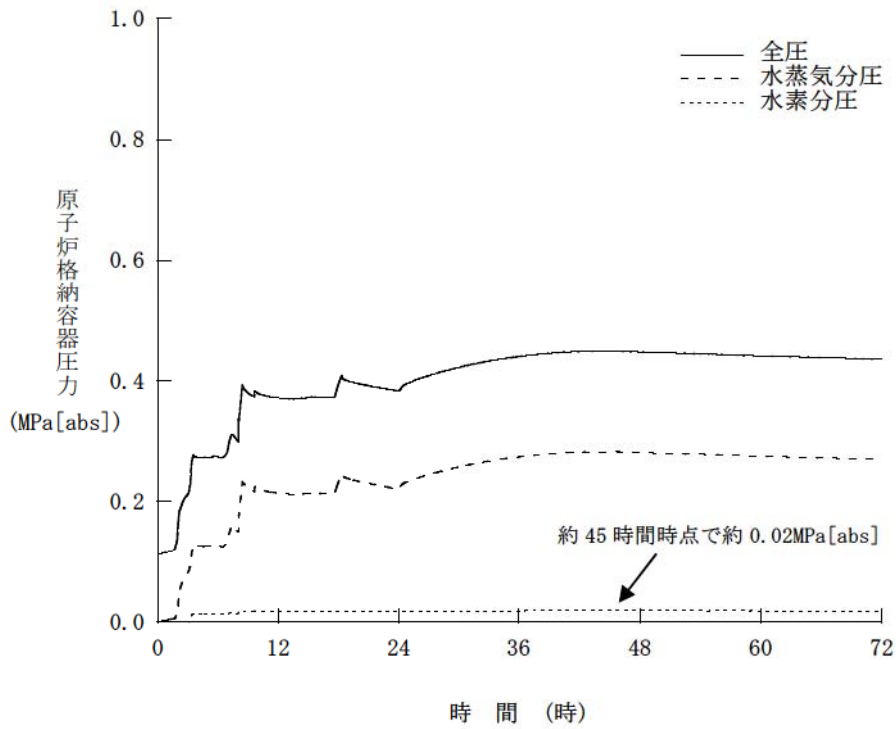
第 7.2.1.2.6 図 上部プレナム気相温度の推移



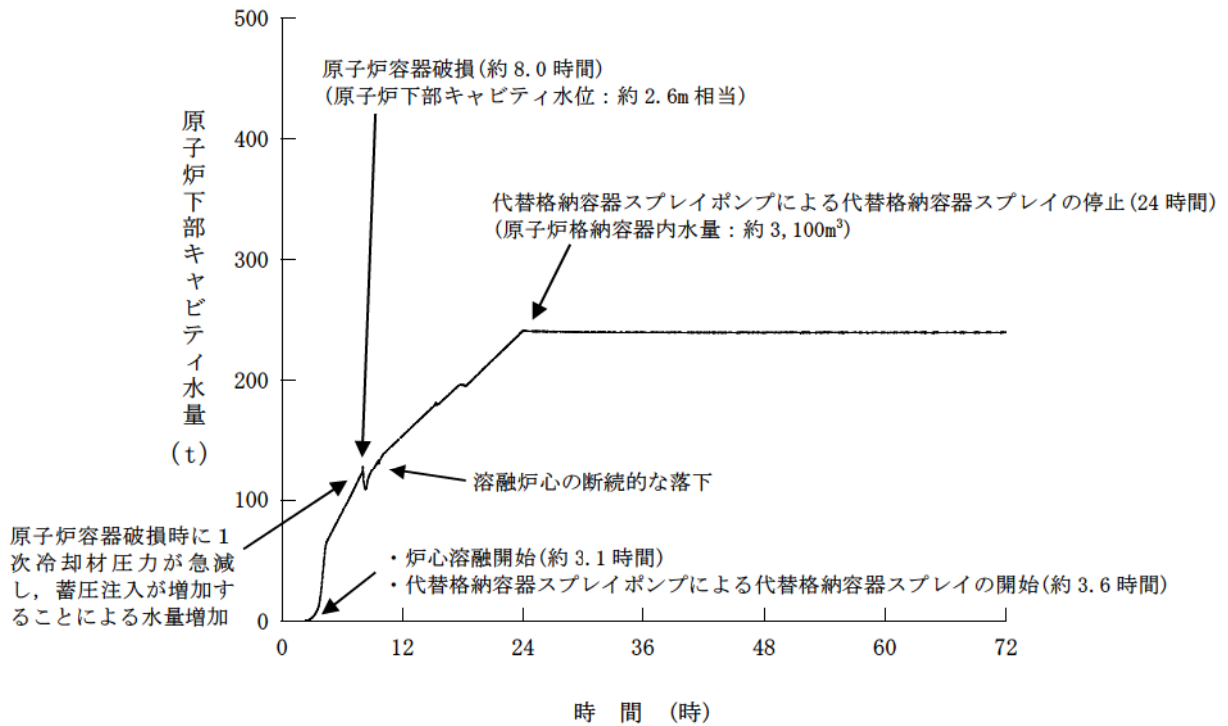
第 7.2.1.2.7 図 原子炉格納容器圧力の推移



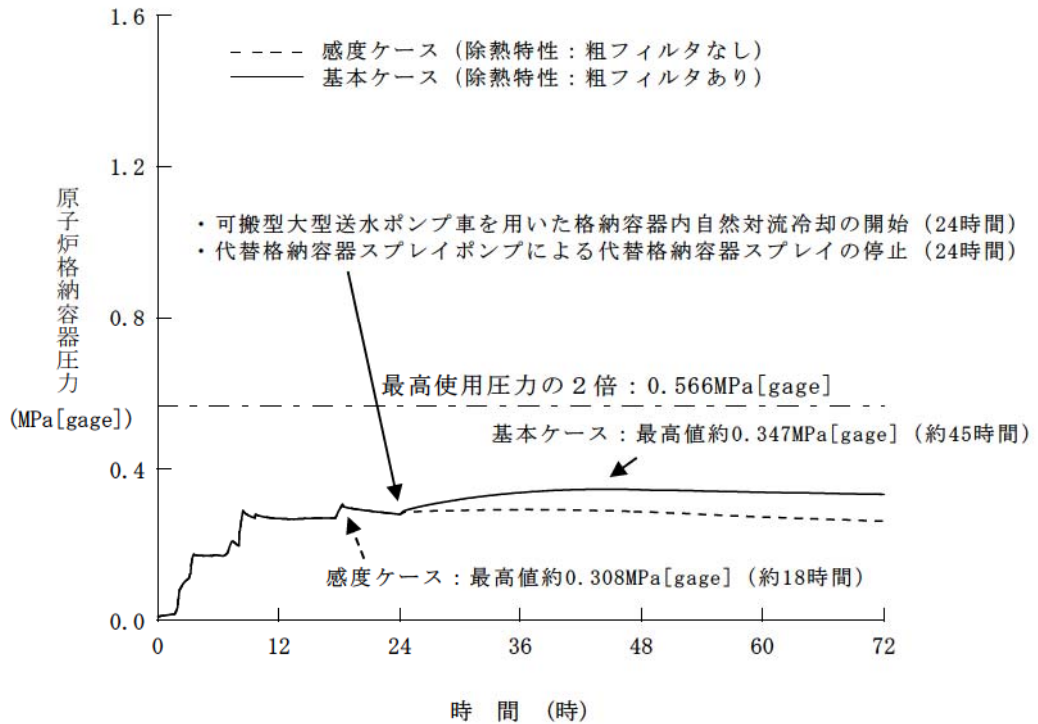
第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



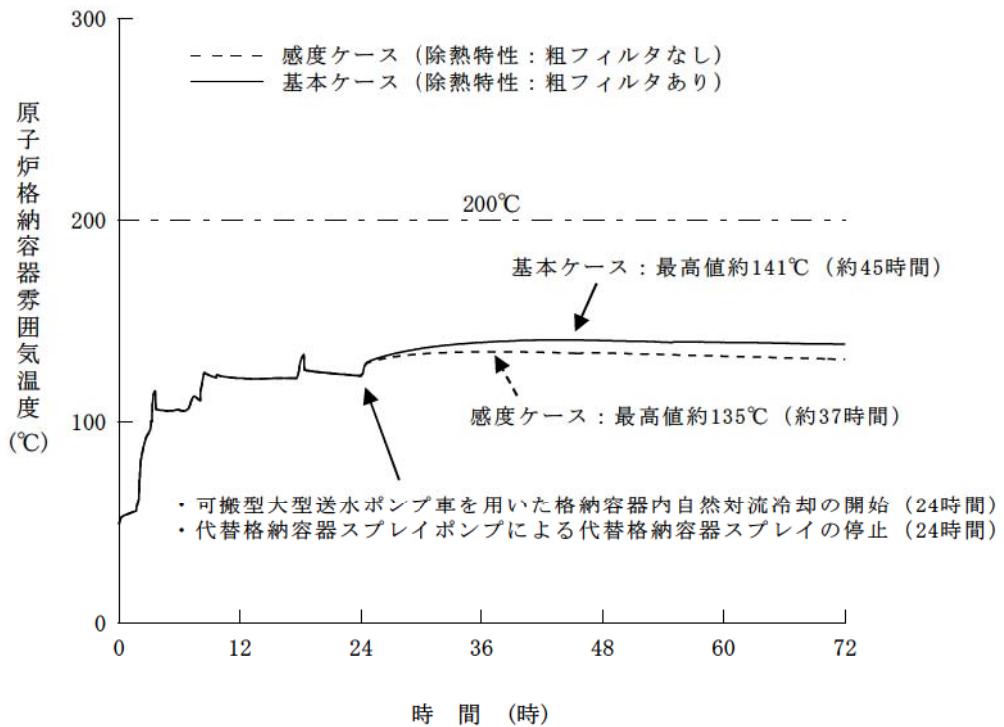
第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧) の推移



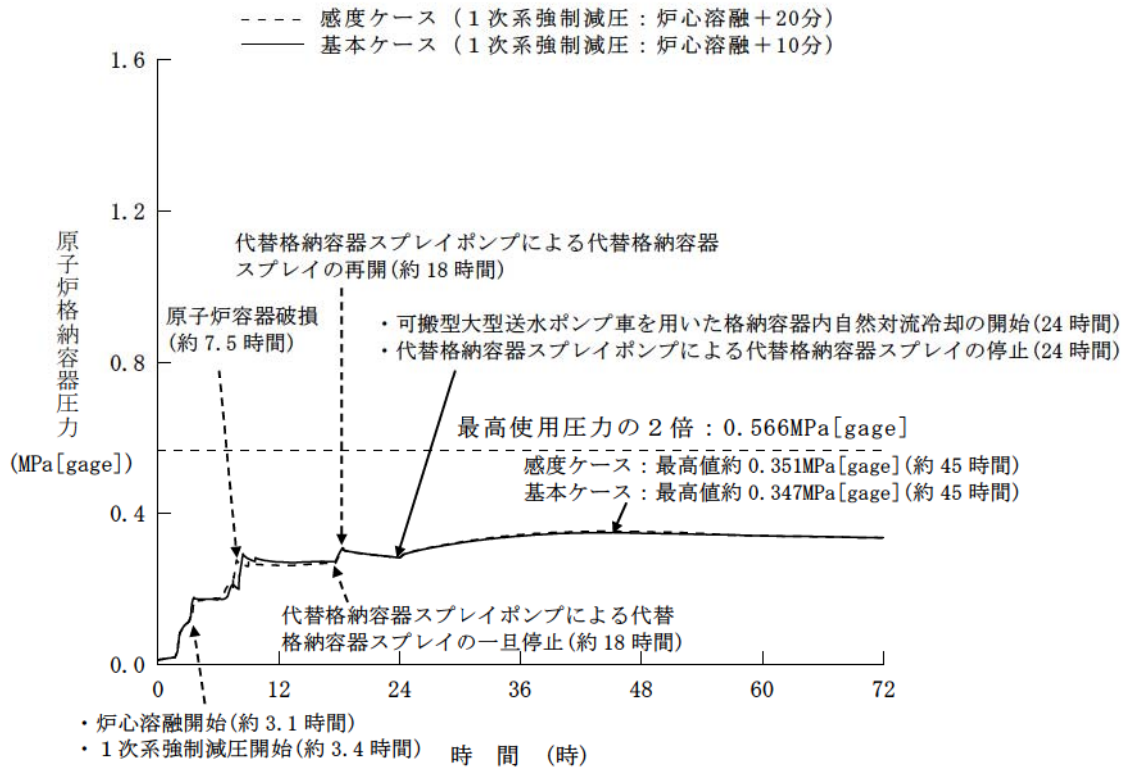
第 7.2.1.2.10 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



第 7.2.1.2.11 図 原子炉格納容器圧力の推移  
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)

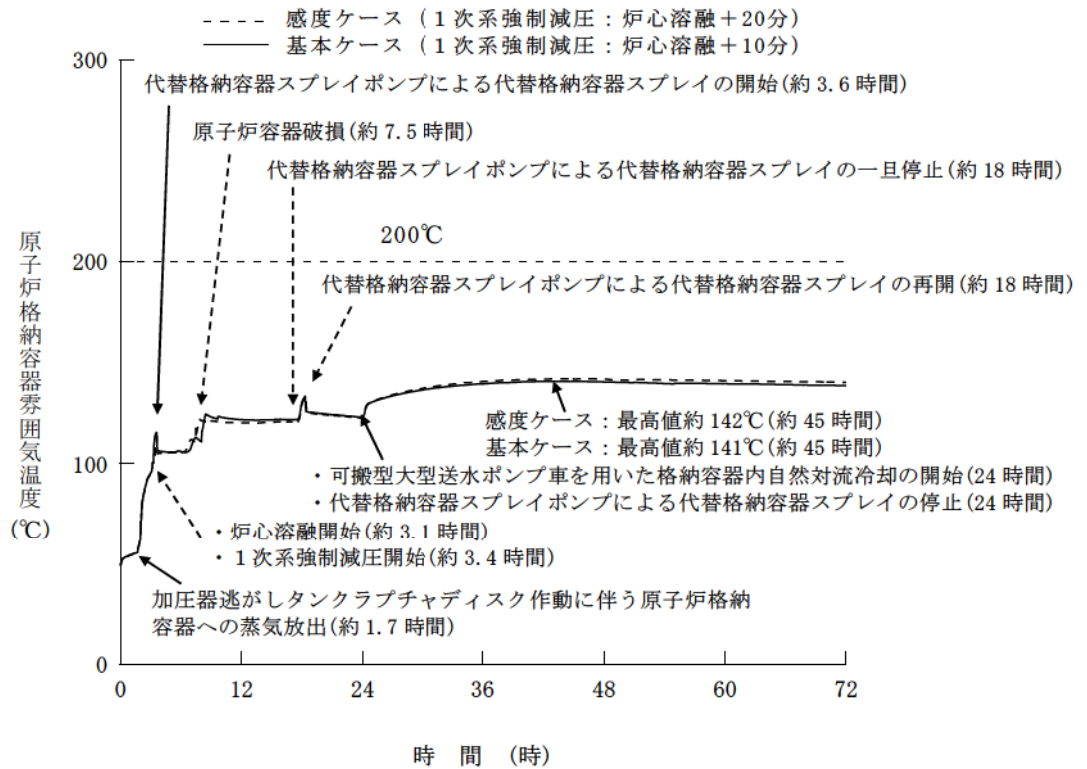


第 7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第7.2.1.2.13図 原子炉格納容器圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)



第7.2.1.2.14図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(加圧器逃がし弁開放操作時間余裕確認)

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）  
及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における個別解析条件を表 1 に示す。



表1 システム熱水力解析用データ  
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)  
 及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備 1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答遅れ	65%定格点 1.8秒	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計要求値)
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 1次冷却材ポンプからの漏えい 率 (定格圧力時) 2) 蓄圧タンク i 基数 ii 保持圧力 iii 保有水量 3) 加圧器逃がし弁 i 開操作開始条件 ii 個数 iii 容量 4) 代替格納容器スプレイポンプ i 開始条件 ii 台数 iii 容量 iv 一旦停止条件 v 間欠運転条件 vi 完全停止条件 5) 格納容器再循環ユニット i 開始条件 ii 台数	約 1.5m <sup>3</sup> /h/台  3基 4.04MPa[gage] 29.0m <sup>3</sup> (1基あたり)  炉心溶融開始から 10 分後 2 個 95t/h (1 個当たり)  炉心溶融開始から 30 分後 1 台 140m <sup>3</sup> /h (1) 格納容器内保有水量が 2,270m <sup>3</sup> に到達 (2) 原子炉格納容器圧力が 最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 未満 (1) 原子炉格納容器圧力が 最高使用圧力に到達し てから 30 分後 (2) 原子炉格納容器圧力 0.233MPa[gage] で停止 事象発生 の 24 時間後  事象発生 の 24 時間後 2 台	実機評価値と同程度の値  設計値 最低保持圧力 最小保有水量  運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値  運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値 運転員等操作条件  運転員等操作余裕の考え方  運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方

「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について

### 1. はじめに

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下、「DCH」という。）」では、原子炉格納容器内温度の静的負荷や1次冷却材圧力を厳しく評価するため、全交流動力電源喪失に蒸気発生器2次側への補助給水失敗を重畳させた評価事故シーケンスを選定している。

全交流動力電源喪失と補助給水失敗が発生すると、蒸気発生器からの除熱が低下することで1次冷却材圧力が上昇を開始するが、加圧器安全弁の開放・閉止により圧力上昇は抑制され、高圧状態が維持される。その後、加圧器安全弁及び1次冷却材ポンプ（以下、「RCP」という。）シール部からの冷却材流出により原子炉容器内水位は低下し、その結果、炉心露出に至り、炉心で発生する蒸気は炉心露出部で過熱され、1,000℃を上回る高温過熱蒸気が上部プレナム、高温側配管、加圧器、蒸気発生器、クロスオーバ配管、RCP及び低温側配管に流入する可能性がある（図1参照）。しかし、本評価事故シーケンスでは、DCH対策における有効性評価の観点から、1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下、「RCPB」という。）からの漏えいを少なくなるよう、RCPシールからシールリーク（約1.5m<sup>3</sup>/h）のみの漏えいを想定している。

本資料では、高温過熱蒸気下におけるRCPBの健全性を現実的に評価した上で、漏えいが事象進展に与える影響について確認した。

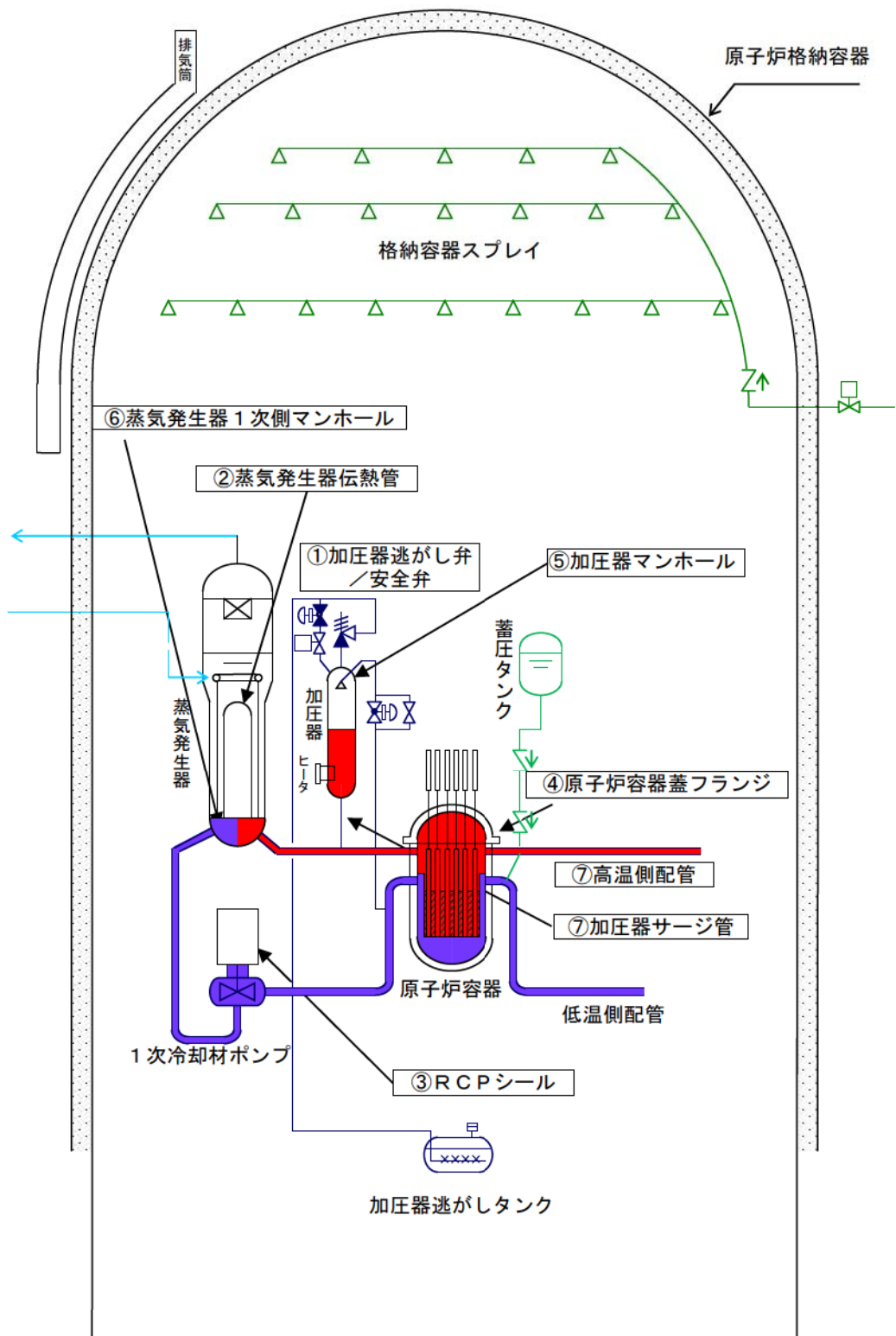


図 1 概略系統図

## 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性評価

1次冷却材圧力を高く保持することとした当該シーケンスにおける原子炉各部の冷却材並びに構造材の温度変化を図2-1～図2-4に示す。これらの評価に基づき、原子炉各部位・機器健全性評価結果を以下にまとめる。

### (1) 評価対象部位等の抽出の考え方

RCPBの健全性評価にあたって、その健全性の検討が必要と考えられる部位・機器等を以下のとおり抽出した。

#### a. 加圧器逃がし弁・安全弁

当該シーケンスでは、加圧器安全弁による1次冷却材圧力上昇の抑制、加圧器逃がし弁の強制開放による1次系減圧操作がアクシデントマネジメント策となることから、弁機能が保持される必要がある。

#### b. 蒸気発生器伝熱管

「炉心損傷防止対策」において格納容器バイパスに対する有効性評価が実施されているが、過熱蒸気が蒸気発生器伝熱管に流入して高温クリープによる損傷が生じる可能性がある。

#### c. RCP シール

前述の通り、当該シーケンスでは1次冷却材圧力を高く評価するようRCPシールLOCAではなくシールリークの発生を想定しているが、当該シーケンスでは1次冷却材の圧力・温度が高くなることから、RCPシールLOCAが発生する可能性がある。

#### d. その他

過熱蒸気によるRCPB機能の喪失として、過熱蒸気により構造材温度が上昇することによる接続部のボルトの締付荷重の低下、また、過熱蒸気によるシール材の損傷が挙げられる。また、1次冷却系と格納容器系の圧力差が配管にかかる応力となることから、構造材が高温化することによるクリープ破損の発生も想定される。

ここでは、加圧器逃がし弁の強制開放による1次系減圧がなされるまでに、過熱蒸気が侵入する以下の部位・機器を評価対象として抽出する。

- (1) 原子炉容器上部領域
- (2) 高温側配管
- (3) 加圧器
- (4) 加圧器マンホール

(5) 蒸気発生器 1 次側マンホール

また、高温クリープによる損傷の観点から、以下を評価対象として抽出する。

(6) 高温側配管

(7) 加圧器サージ管

## (2) 評価対象部位等の抽出結果

(1) に基づき、1 次冷却材圧力が高く保持された場合を想定して、RCPB 健全性評価が必要な部位・機器の抽出を行った。評価の対象として抽出した部位・機器は以下の通りである。

①加圧器逃がし弁／安全弁（a. / d. (3)より）

②蒸気発生器伝熱管（b. より）

③RCP シール（c. より）

④原子炉容器蓋フランジ（d. (1)より）

⑤加圧器マンホール（d. (4)より）

⑥蒸気発生器 1 次側マンホール（d. (5)より）

⑦高温側配管／加圧器サージ管（d. (2)／(6)／(7)より）

高温側配管と加圧器サージ管について、炉心上部プレナムから高温蒸気が直接流入して熱的に厳しい条件となること、また、これら配管の破断が原子炉格納容器応答に与える影響は定性的に同じとなることから、ここでは高温側配管を代表させる。

## (3) 漏えい評価

1 次冷却材圧力が高く保持された当該シーケンスの過渡応答図を図 2-1～2-4 に示し、これらの図から抽出した部位・機器からの漏えい評価を以下のとおり行った。

①加圧器逃がし弁／安全弁

事故発生後、加圧器安全弁が作動している事故後の約 3.3 時間までは、加圧器の流体温度、構造材温度（図 2-4）は約 350℃に留まり、加圧器逃がし弁／安全弁の最高使用温度（360℃）を下回ることから、加圧器逃がし弁／安全弁は圧力上昇を抑制する機能を保持する。

その後、加圧器逃がし弁が強制開放されて 1 次系減圧が開始すると同時に、加圧器内の過熱蒸気流量が増加し、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。加圧器の蒸気温度及び構造材温度は最大で約 920℃、約 860℃に至るが、別紙 1 に示すとおり流路閉塞はなく流路はわずか

に広がる方向であること、フェイルクローズによる閉止の懸念はないことから、事象進展に影響を与えることはない。

#### ②蒸気発生器伝熱管

加圧器逃がし弁と同様に、事故発生後、しばらくは蒸気発生器伝熱管の蒸気温度及び構造材温度は約 350°C程度に留まる（図 2-4）。事故進展とともに原子炉容器内水位が低下すると、上部プレナムと蒸気発生器入口プレナム、もしくは出口プレナムとの間に蒸気対流が発生し、伝熱管の温度が上昇する。

海外の知見<sup>\*</sup>を参照すると、炉心溶融後にクリープ破損によって蒸気発生器伝熱管が破損に至る（TI-SGTR）には、2次系が低圧となる必要があるなど極めて限定的な条件を満たす場合に発生しうる事象であることが解析的に確認されている。当該シーケンスでは、主蒸気安全弁の作動により蒸気発生器2次側の健全性は保たれ、2次系が著しく減圧することはないことから、TI-SGTR が発生することはない、事象進展に影響を与えることはない。

※：「NUREG/CR-6995 SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluation of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR」

#### ③RCP シール

事故発生後、全交流動力電源喪失に伴う原子炉補機冷却機能喪失により、1次冷却材及び構造材温度は約 350°C以上に至り、原子炉容器内水位の低下により蒸気が流入すると冷却材及び構造材温度は更に上昇する（図 2-3）。RCP シールの耐環境性試験にて 290°Cまでの健全性は確認されているが、350°Cの温度条件下においてはシールが損傷して LOCA 相当の冷却材漏えいが生じると想定される。

#### ④原子炉容器蓋フランジ

事故発生後、炉心露出により蒸気は著しく過熱され、事故後の約 3.1 時間で上部プレナムに流入する蒸気温度は 1,000°Cを上回る状態になる。また、原子炉容器蓋の構造材温度も上昇して 400°Cを上回る状態となる（図 2-1 及び図 2-2）。

原子炉容器蓋フランジは上部プレナムの上部に位置し、スタッドボルトにより締付けられ、原子炉容器シール材により冷却材の漏えいを防止している。構造材温度が上昇して 400°Cを超えると原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下することから漏えいが生じるが、原子

炉容器スタッドボルトにかかる引張応力（443MPa<sup>\*1</sup>）は降伏応力（642MPa<sup>\*2</sup>）を下回ることから、原子炉容器スタッドボルトは弾性変形範囲にとどまり、破損することはない。

なお、原子炉容器シール材の最高使用温度が 550℃であり、前述の蒸気及び構造材温度から原子炉容器シール材も損傷するものと考えられるが、原子炉容器シール材自体は、原子炉容器蓋に形成されている溝の中で、その形状を維持することから、原子炉容器シール材自体に過度の変形・損傷は発生しないと考えられる。

※1：圧力を原子炉容器の最高使用圧力と仮定、原子炉容器蓋が押し上げられる荷重が全てボルトに作用すると仮定

※2：原子炉容器スタッドボルトの温度は 500℃以下になると想定されるが、保守的に原子炉容器スタッドボルトの温度を、ASME に記載されているボルト用合金鋼の最高温度 525℃と仮定

#### ⑤加圧器マンホール

加圧器の流体及び構造材温度の推移は①で述べた通りである。加圧器逃がし弁の強制開放までは約 350℃に留まり、この温度ではボルト締付荷重の低下が原因で、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケットの最高使用温度は 450℃であり、損傷には至らない。

（図 2-4）

なお、加圧器逃がし弁強制開放後の加圧器内の蒸気及び構造材温度の上昇により、加圧器マンホールからの漏えいが想定される。しかし、加圧器内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、シール材の損傷により想定される加圧器マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、加圧器マンホールからの流出は小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

#### ⑥蒸気発生器 1 次側マンホール

蒸気発生器の流体及び構造材温度の推移は②で述べた通りである。上部プレナムと蒸気発生器プレナム間の対流による影響による温度上昇が生じるまでの温度は約 350℃に留まり、同温度ではマンホールボルトの締付荷重が低下し、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケット最高使用温度は 450℃であり、損傷には至らない。

事故発生後の約 2.3 時間で蒸気発生器 1 次側の蒸気及び構造材温度が上昇を開始するが、その温度上昇は限定的で、また、加圧器逃がし弁強制開放により一時的に上昇も抑制される。その後、蒸気流れによ

り緩やかに温度が上昇して構造材温度は約 460℃まで達するが、1次系内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、ボルト締付荷重の低下により想定される蒸気発生器1次側マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、蒸気発生器1次側マンホールの漏えいは小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

⑦高温側配管／加圧器サージ管

蒸気発生器伝熱管と同様に、事故後の約 2.3 時間までの1次冷却材及び構造材温度は約 350℃に留まるが、上部プレナムと蒸気発生器入口及び出口プレナム間の自然対流が発生すると温度上昇が開始する(図 2-1 及び図 2-2)。事故の約 3.3 時間で加圧器逃がし弁強制開放により一時的に蒸気及び構造材温度が増加するため、漏えいが生じる可能性がある。



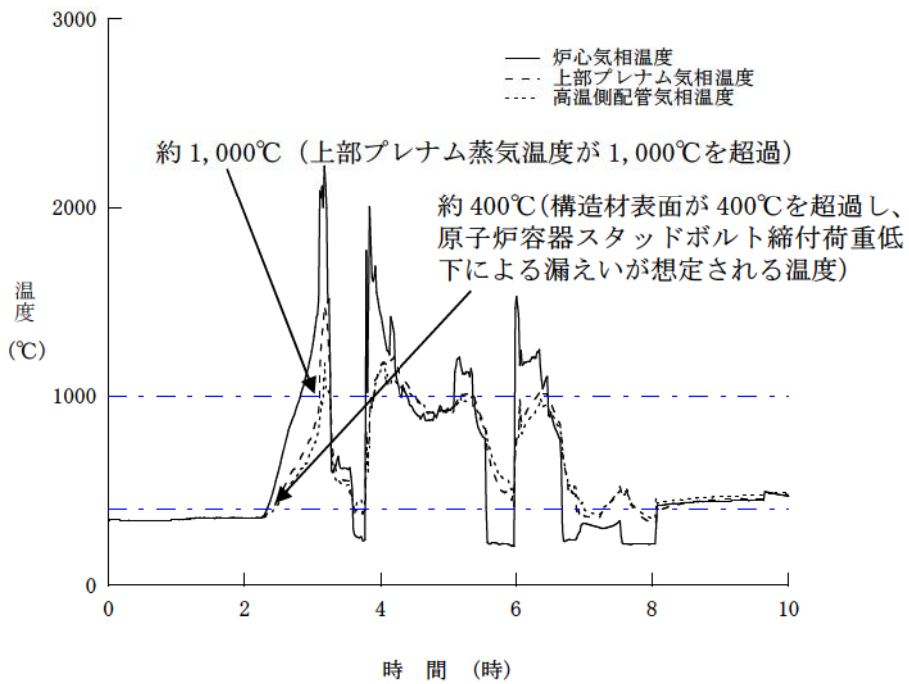


図 2-1 炉心、上部プレナム及び高温側配管の流体温度

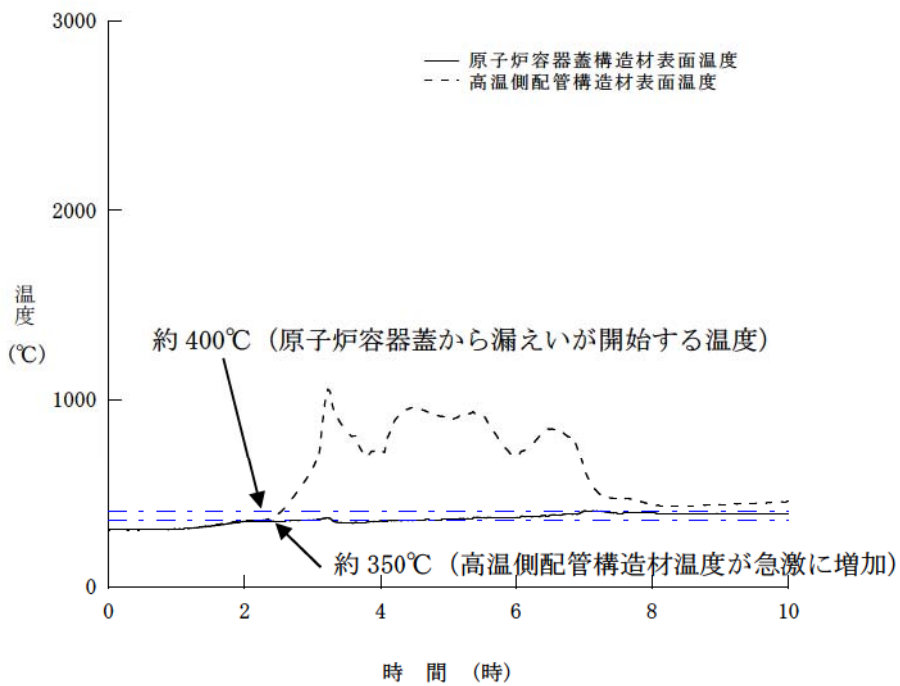


図 2-2 原子炉容器蓋及び高温側配管の構造材温度

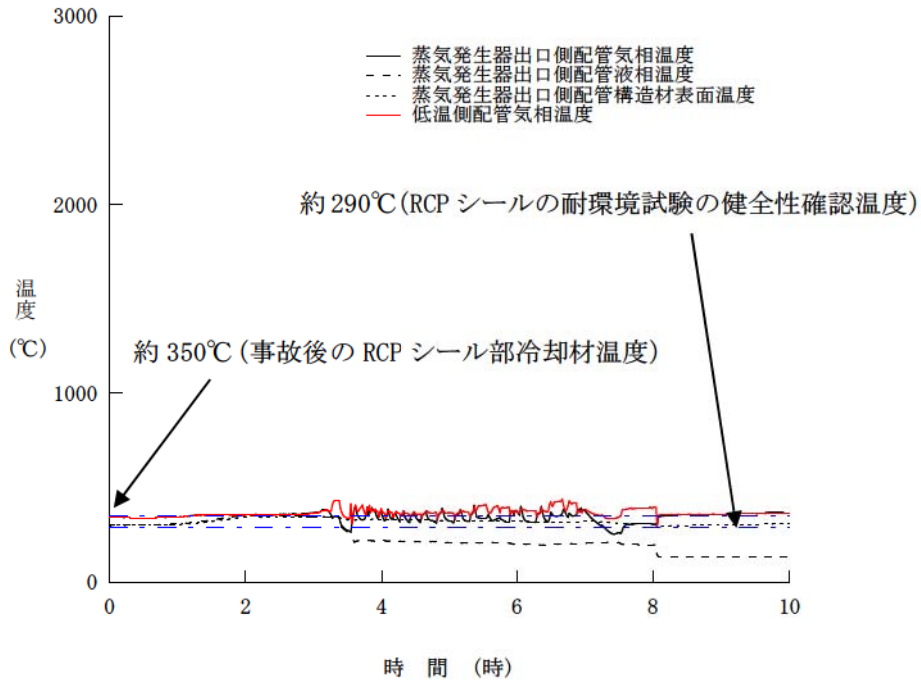


図 2 - 3 蒸気発生器出口側配管及び低温側配管の流体・構造材温度

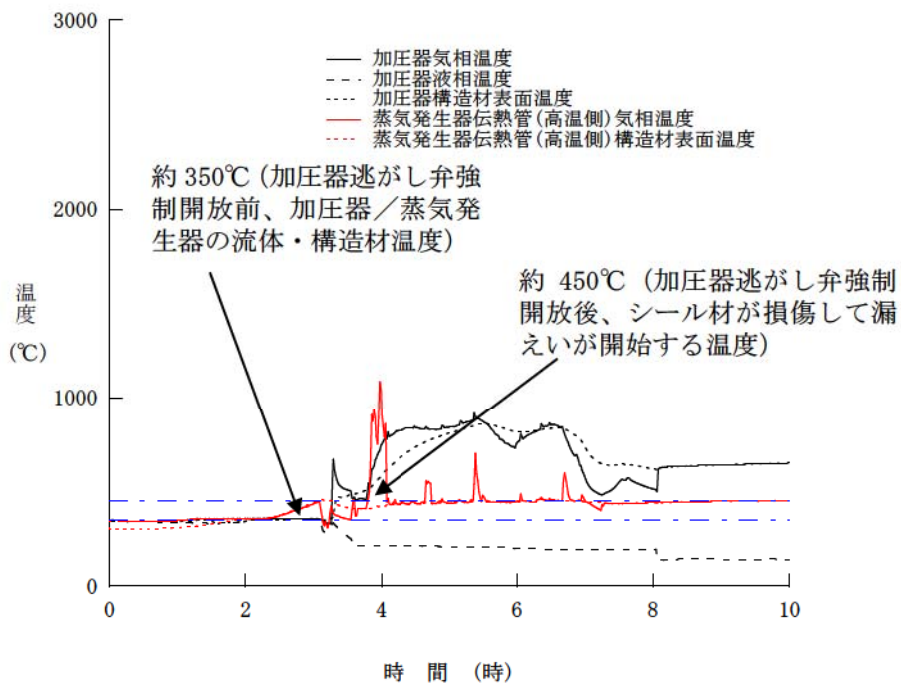


図 2 - 4 加圧器及び蒸気発生器の流体・構造材温度

### 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが事象進展に与える影響

#### (1) 事象進展に与える影響評価

前章で評価したとおり、全交流動力電源喪失＋補助給水失敗時に想定される RCPB 各部で漏えいが想定される部位・機器は以下の3つである。

- ・ RCP シール
- ・ 原子炉容器蓋フランジ
- ・ 高温側配管

全交流動力電源喪失＋補助給水失敗が発生した場合、現実的にはまず RCP シール LOCA が発生する。

運転員は2次系からの冷却を試みるが、補助給水失敗が重畳することから、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様、フィードアンドブリードを実施することとなる。

そこで、当該シーケンスにおいて RCP シールから約  $99\text{m}^3/\text{h}$  (泊3号炉のシール LOCA 時の漏えい量) の漏えいが発生し、フィードアンドブリードを実施した場合の1次冷却材圧力、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度の推移を、基本ケースと比較して図3-1～3に示す。

基本ケースでは1次冷却材圧力が高いことから炉心損傷を防止できるアクシデントマネジメント策がなく、炉心損傷を防止することは困難である。しかし、事故発生後の RCP シールからの漏えい (約  $99\text{m}^3/\text{h}$ ) により1次系の減圧が進み、その後、1次冷却材圧力の低下に伴う RCP 漏えい流量の低下と蒸気発生器からの除熱低下により1次冷却材圧力は再び上昇するものの、事象発生90分後にB-充てんポンプ (自己冷却) による炉心注水が可能となり、フィードアンドブリードが開始されると、1次系の減温減圧が速やかに進み、結果として、炉心損傷には至らない。また、原子炉容器蓋フランジや高温側配管から漏えいすることはない。

事故直後の RCP シール LOCA により、基本ケースと比較して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が進む。最高使用圧力到達後の30分以降から代替スプレイによる格納容器冷却、また、事象発生24時間以降の格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は低く抑えられ、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び  $200^\circ\text{C}$  を下回る。これら一連の操作は、「全交流動力電源喪失」時の操作と同様である。

以上のことから、当該シーケンスでは現実的な漏えいとしてまず RCP シール LOCA が発生するが、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様の

操作を実施することで、結果として炉心損傷に至ることはなかった。

## (2) 原子炉容器蓋フランジのみ漏えいした場合の影響評価

(1) に示すように、当該シーケンスで現実的な RCPB からの漏えいを想定した場合、RCP シール LOCA の発生により 1 次冷却材圧力が低下し、結果として炉心損傷を防止できたが、仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジのみから漏えいが発生した場合の感度を確認した。評価結果を図 3-4～6 に示す。

原子炉容器蓋フランジ漏えいは、原子炉容器シール材の片面が全周に渡り損傷した場合の漏えい面積に相当する 2 インチ口径相当を想定することとし、上部プレナム温度が 400°C を超過した段階で、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下して 1 次冷却材の漏えいが生じるものとした。なお、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下し、原子炉容器シール部からの漏えいが発生したとしても、原子炉容器スタッドボルトは破損することはないと、弾性変形範囲にとどまると考えられることから、大きなギャップは発生せず、また、漏えいが発生する事で原子炉容器内の圧力は低下し、必要締付荷重が低下してシール性が回復すると考えられることから、漏えい量や時間は限定される。

原子炉容器蓋フランジの漏えいが 2 インチ口径相当で生じ、さらに加圧器逃がし弁の強制開放による減圧を実施することで、基本ケースよりも減圧が早くなり蓄圧注入も早まるため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器底部の破損も遅れる。また、漏えい開始時に原子炉格納容器雰囲気温度が一時的に上昇するものの、原子炉容器蓋フランジからの漏えいが原子炉格納容器圧力に与える影響は軽微であり、その結果原子炉格納容器圧力及び温度の最大値は基本ケースより低い値となり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び 200°C を下回る。

以上のことから、当該シーケンスにより仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジシールからの 2 インチ口径相当の漏えいが発生したとしても、事象進展の推移が基本ケースと大きく変わることはないことから、運転員操作に影響を及ぼすことはない。

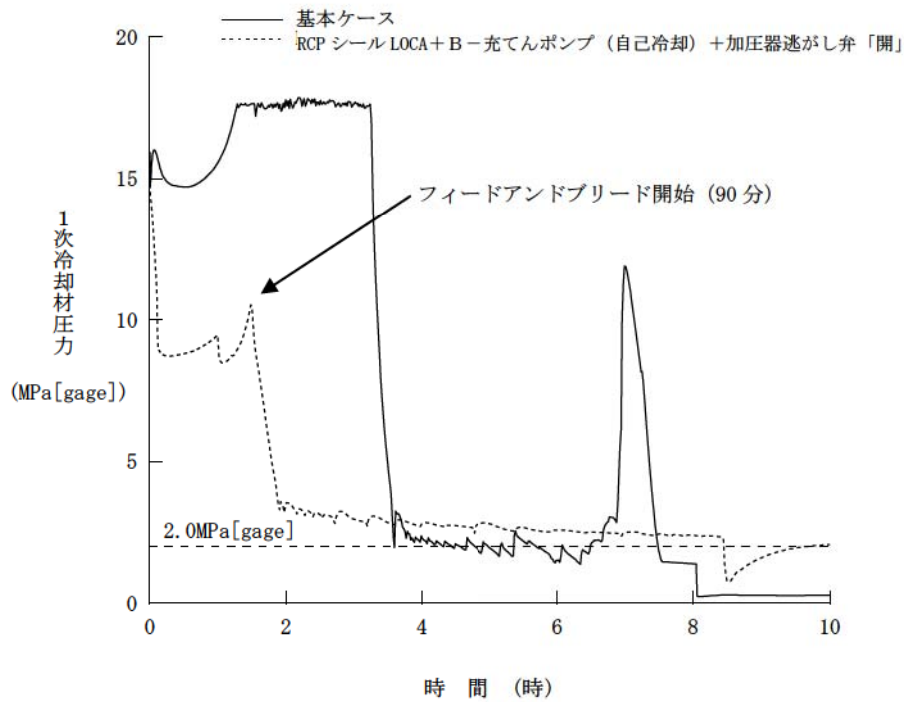


図 3-1 1次冷却材圧力  
(RCP シール LOCA (約 99m<sup>3</sup>/h) + フィードアンドブリード)

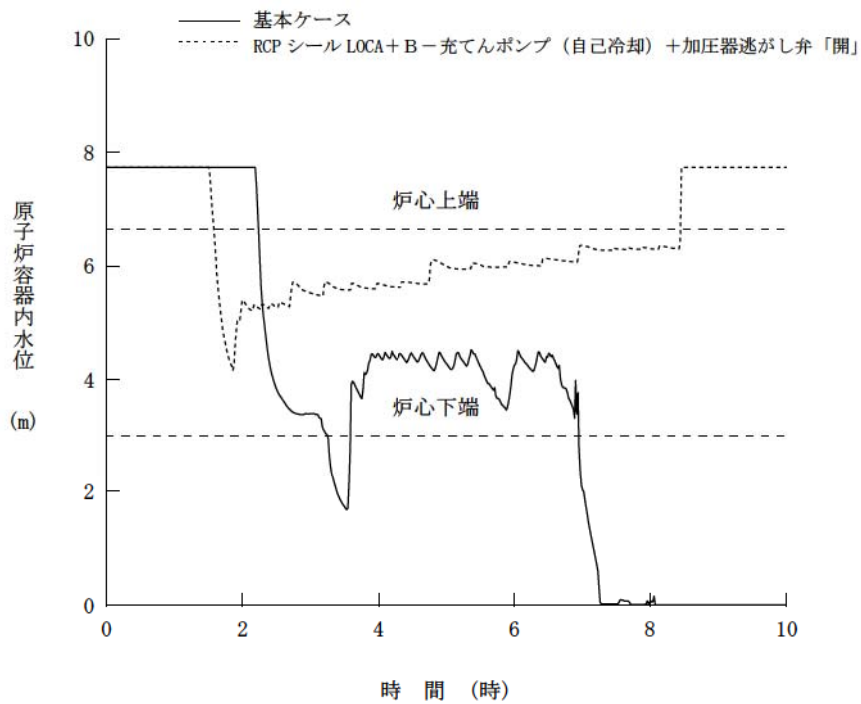


図 3-2 原子炉容器内水位  
(RCP シール LOCA (約 99m<sup>3</sup>/h) + フィードアンドブリード)

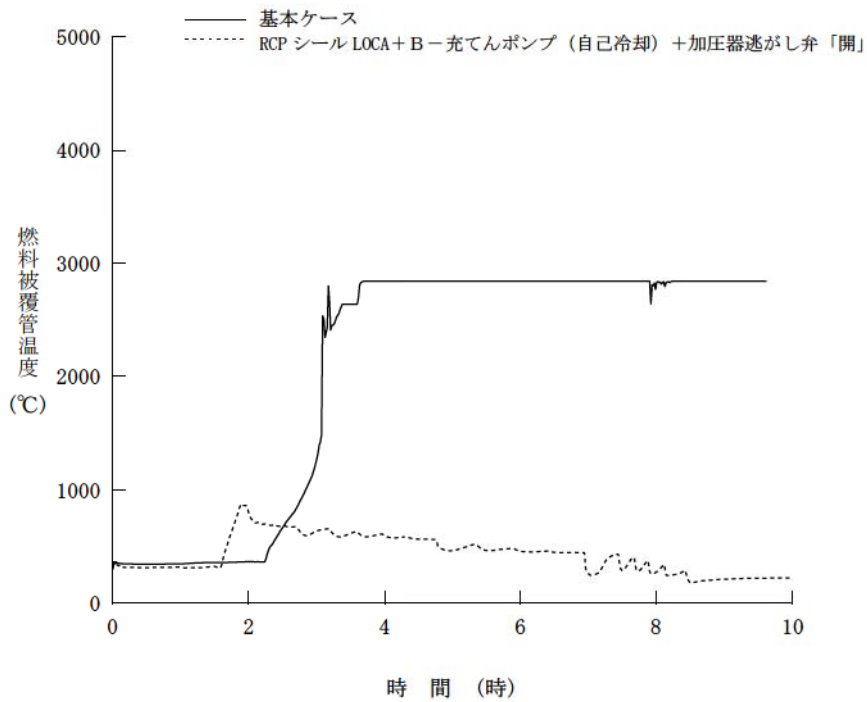


図 3-3 燃料被覆管温度  
 (RCP シール LOCA (約 99m<sup>3</sup>/h) + フィードアンドブリード)

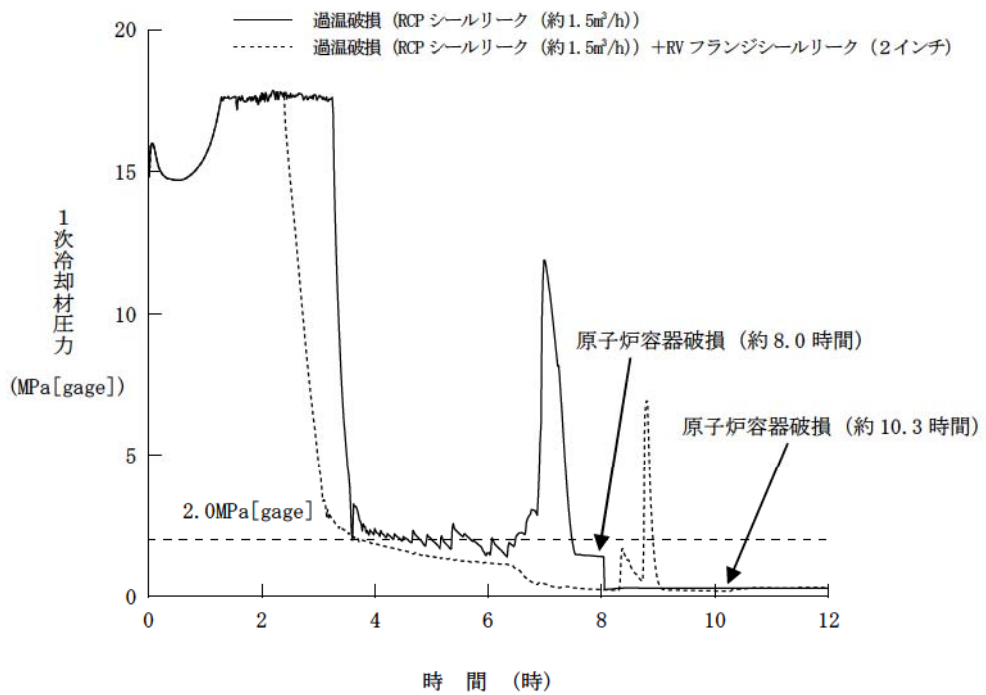


図 3-4 1次冷却材圧力  
 (RCP シールリーク (約 1.5m<sup>3</sup>/h) + RV フランジシールリーク (2インチ))

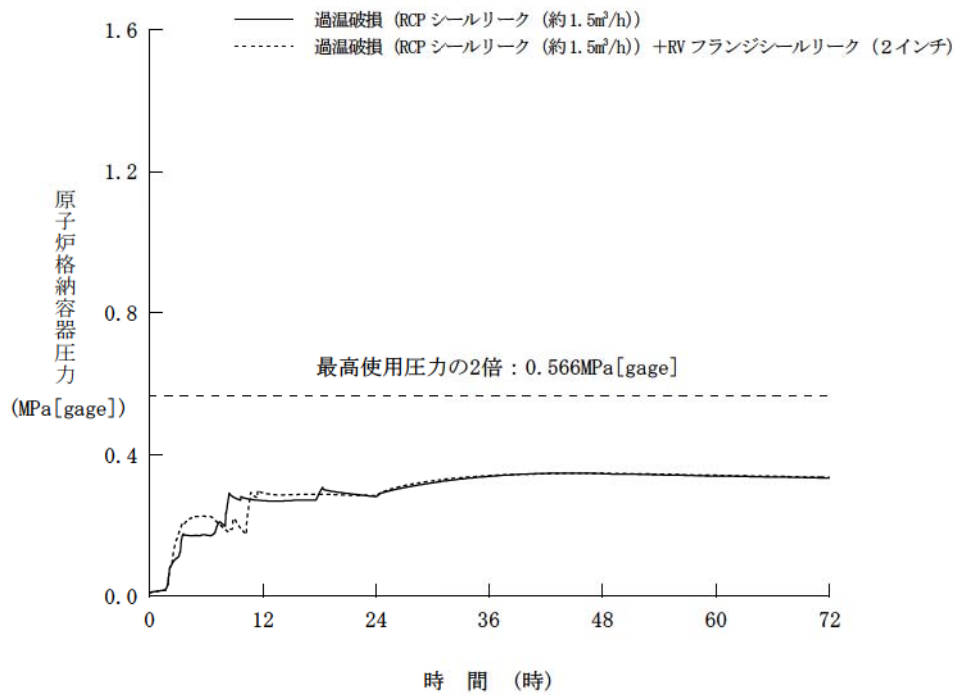


図 3-5 原子炉格納容器圧力  
 (RCP シールリーク (約 1.5m<sup>3</sup>/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))

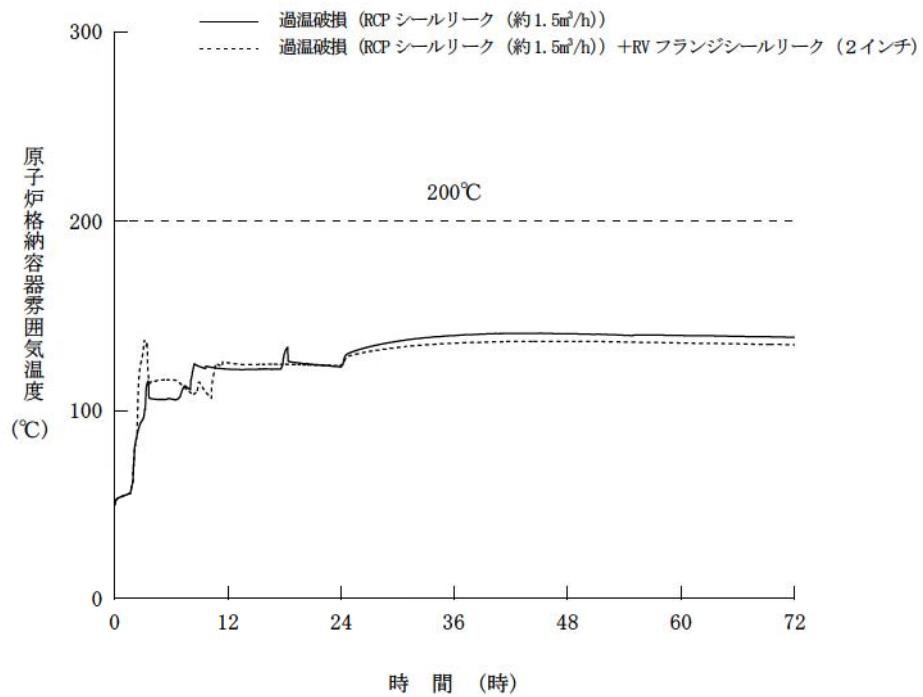


図 3-6 原子炉格納容器蒸気温度  
 (RCP シールリーク (約 1.5m<sup>3</sup>/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))

## 1 次系強制減圧における高温蒸気の加圧器逃がし弁への影響について

加圧器逃がし弁に 1,000℃以上の高温蒸気が流入する場合の影響について、下記の通り整理する。

### (1) 上部プレナム気相温度および加圧器逃がし弁の温度について

全交流電源喪失+補助給水失敗シーケンスにおける原子炉容器上部プレナム気相温度の推移を別図 1 に示す。

1 次系強制減圧操作実施中は、原子炉容器内の高温蒸気が加圧器へ流入し、加圧器逃がし弁を経由して原子炉格納容器へ放出されるが、この期間中は加圧器逃がし弁の耐圧部材が加熱され 1,000℃程度まで上昇すると考えられる。

### (2) 加圧器逃がし弁を用いた 1 次系強制減圧への影響について

加圧器逃がし弁へ高温蒸気が流入した場合、弁の流路閉塞またはフェイルクローズによる閉止の二つの懸念が考えられるため、それらの影響に対する考察を行った。

#### a. 流路閉塞に対する影響考察

加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合には、高温条件下において部材の引っ張り強さが低下するため、1 次冷却材圧力により発生する応力により部材が変形等することによる流路閉塞の可能性がある。また、部材の温度が融点を超えるような場合にも、弁の形状を維持することができず、流路閉塞の可能性がある。

このため、加圧器逃がし弁の高温時の材料特性および発生応力に対する検討を行った。結果を別表 1 に示す。

別表 1 より、耐圧部材は高温でクリープ変形等が生じる可能性はあるが、弁の駆動部材である弁棒に発生する応力は、材料の引張強さよりも小さく、かつ材料の融点以下であるため、加圧器逃がし弁の流路閉塞の観点で問題はないと考える。



## b. フェイルクローズに対する影響考察

加圧器逃がし弁はフェイルクローズ構造であり、その駆動部にはダイヤフラム（EPDM）が使用されている。また、加圧器逃がし弁には作動に影響する付属品として電磁弁、エアフィルタ及びケーブルが設置されている。これらが熱により損傷した場合には、制御用空気または窒素の供給不良や漏えいなどにより閉止する可能性がある。

このため、以下のとおり影響評価を行った結果、加圧器逃がし弁のフェイルクローズの観点で問題ないと考える。また、原子炉容器破損が生じることで熱源の多くは原子炉容器外に流出し、加圧器構造材表面温度は低下傾向となると考えられることから、加圧器逃がし弁の開機能は維持可能と考えられる。

### (a) 加圧器逃がし弁

概略の温度評価による影響確認を行った。評価結果および評価モデルの概念図を別図2に示す。

弁棒は、フレーム下部と比べ熱伝導率が小さく、熱伝導しにくい形状（断面積に対する周長の比が大きい）ことから、別図2に示すようにフレーム下部に比べ、弁棒の温度が低い値となっている。

また、別図2より、駆動部は高温蒸気が直接接触する耐圧部材から約700mm離れており、かつ途中の構造材も熱伝導しにくい構造となっていることにより、駆動部の温度は約130～140℃にとどまる結果となった。この温度はLOCA設計仕様であるダイヤフラムの試験検証温度（約150℃）よりも低い温度であるため、熱影響によりフェイルクローズに至ることは無いと考えられる。さらに、過去の試験においてゴムシート（EPDM）を組み込んだバタフライ弁が300℃の耐環境性試験において漏えいしないことが報告されており、実力上は更に余裕があると考えられる。

(b) その他の付属品

加圧器逃がし弁の作動に影響する付属品として、別図3に示すように電磁弁、エアフィルタ及びケーブルがあるが、以下のとおり、これら付属品が熱影響により機能喪失することはない。なお、加圧器逃がし弁の付属品として、リミットスイッチもあるが、リミットスイッチは弁の開閉表示を示すための付属品であり、作動に影響するものではないが、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

i) 電磁弁、エアフィルタ

電磁弁、エアフィルタは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されているが、この取付け位置のフレーム部温度は、別図2より約 170℃程度である。

電磁弁は、最高温度約 200℃の試験温度で健全性を確認している。

エアフィルタについては、同じフィルタ及びシール材を使用したフィルタ付き減圧弁にて最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってこれら付属品が熱影響により機能喪失することはない。

ii) ケーブル

ケーブルは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されている電磁弁に接続されており、ケーブル温度を安全側に電磁弁の取付け位置のフレーム部温度とすると、別図2より約 170℃である。

ケーブルは、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってケーブルが熱影響により機能喪失することはない。

以上

別表 1 加圧器逃がし弁の主要部材料特性

	部位	材料	材料特性		発生応力 (MPa)
			引張強さ (MPa) 内部流体温度 1,000℃時 (最高温度)	融点 (℃)	
耐圧部材	弁箱	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁ふた	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁体	SUS316L	約 158 (注2)	約 1,400	—
駆動部材	弁棒	SUS630	約 130 (注1)	約 1,400	50 (注4)

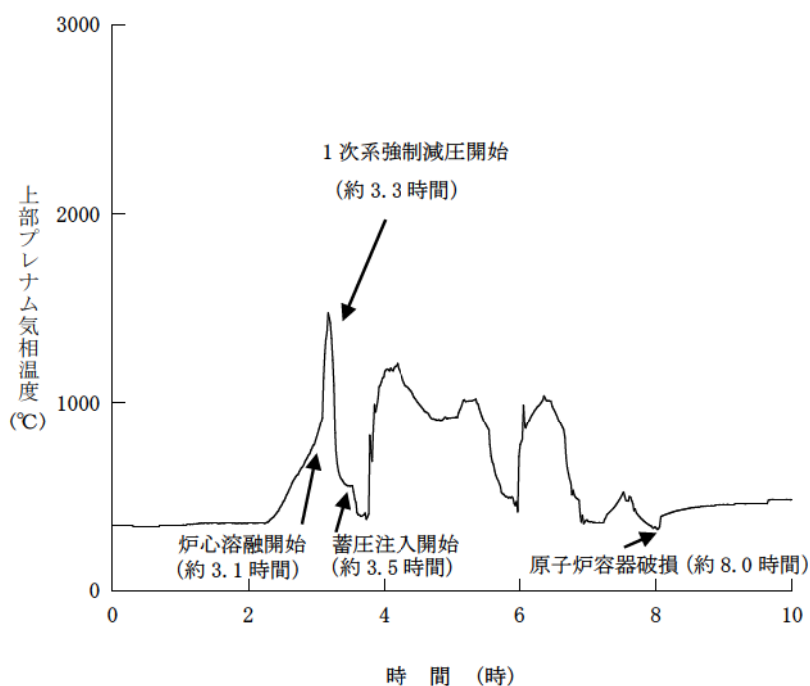
(注1) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

(注2) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

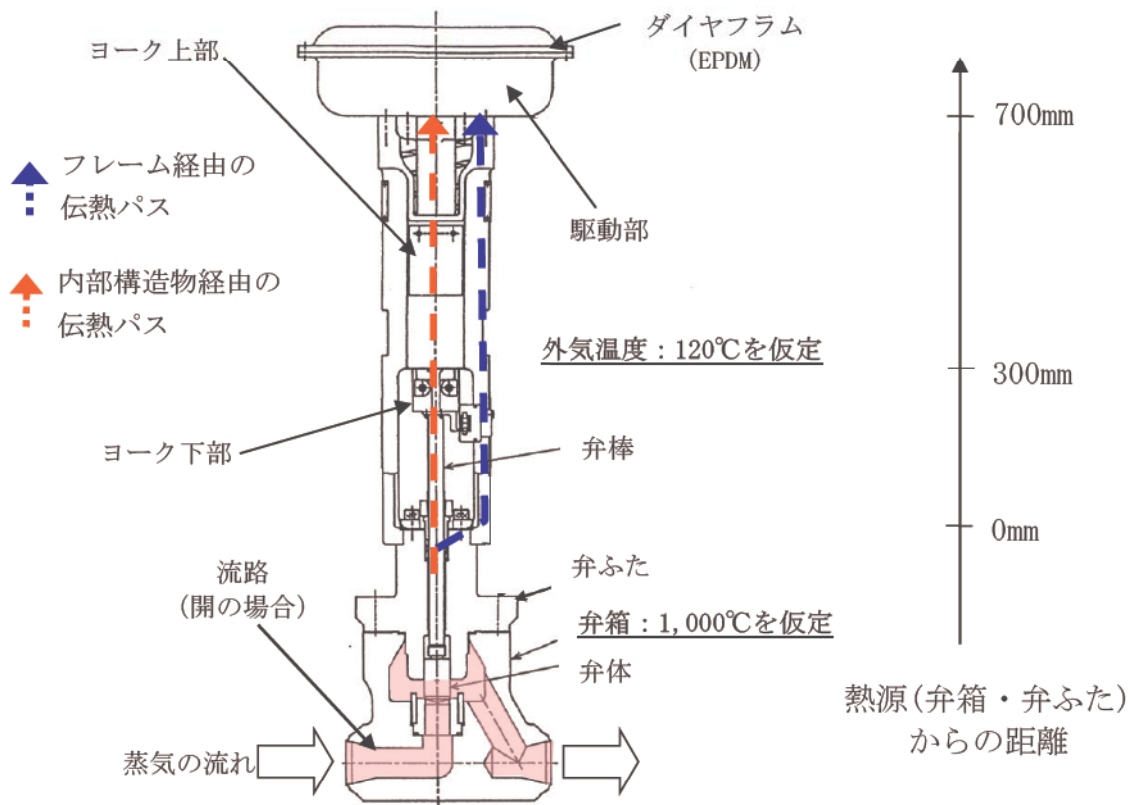
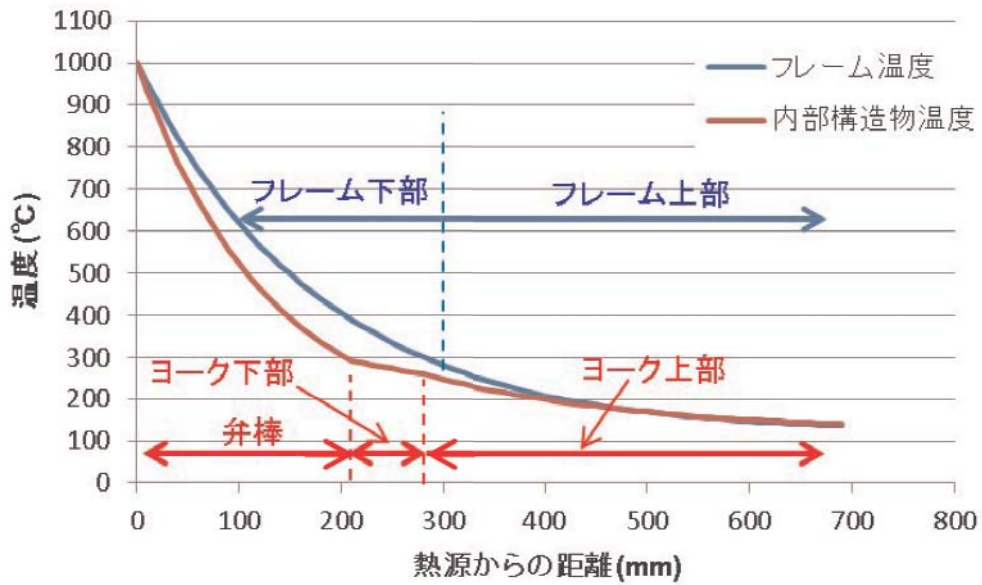
温度は 1,000℃のデータがないため約 800℃の値とする。なお、SUS316L は弁体の材料であり、開放状態時には応力は発生せず、1,000℃時のデータは不要。

(注3) 設計・建設規格 解説 VVB-1 式より内圧 17.16MPa 時に弁箱材料に発生する応力を算出

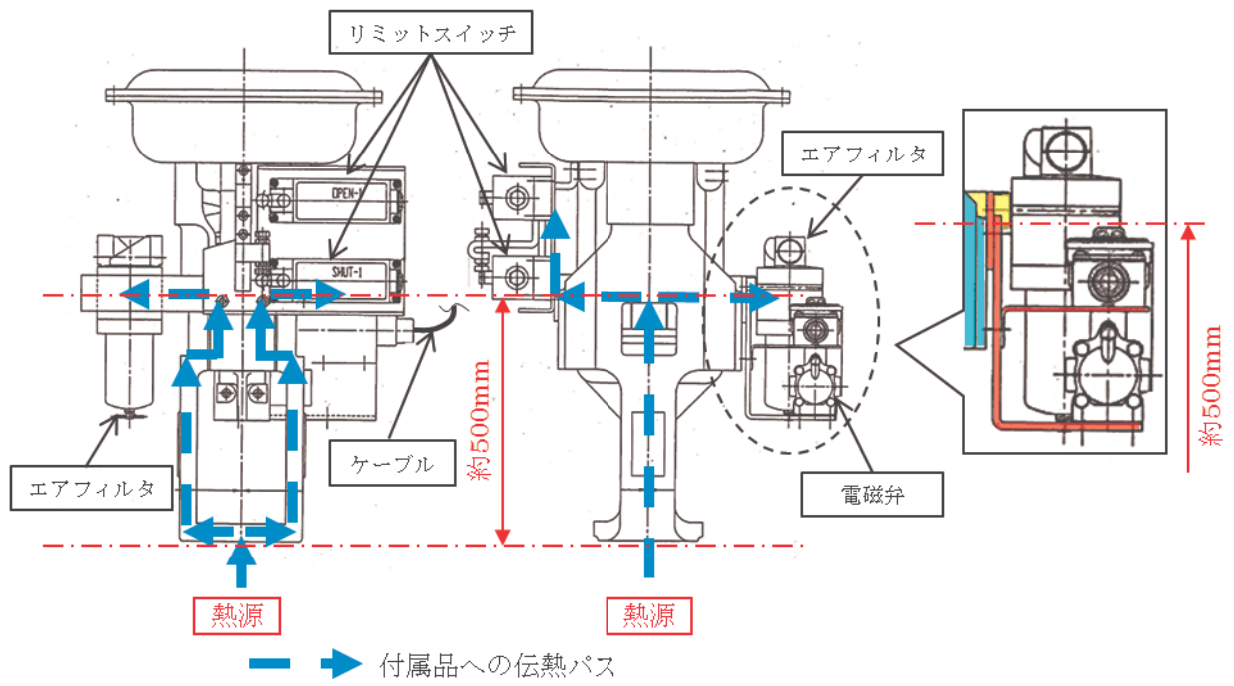
(注4) メーカー設計値より弁開時に弁棒に発生する応力を算出



別図 1 上部プレナム気相温度の推移 (MAAP)



別図2 温度評価結果及び評価モデルの概念図



別図3 加圧器逃がし弁周りの付属品について

## 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて

有効性評価において1次冷却材圧力が増加し、加圧器逃がし弁開放から加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱い（図1）については、以下のとおりである。

## 1. M-RELAP5 の取扱い

## 【加圧器逃がしタンク／加圧器逃がしタンクラプチャディスク模擬】

模擬していない（1次冷却材圧力が加圧器逃がし弁の設定圧力（）に到達した場合には、加圧器逃がし弁を開放し、1次冷却材は系外（原子炉格納容器内）に放出されると仮定）

〔理由〕

炉心損傷防止対策に係る有効性評価にのみ使用しており、加圧器逃がし弁からの放出流は臨界流（Henry-Fauske のモデルで模擬）であり、背圧（原子炉格納容器内圧）の影響を受けないため、模擬をしていない。

## 2. MAAP の取扱い

## 【加圧器逃がしタンク模擬】

ノードとして、加圧器逃がしタンクを模擬している。

## 【加圧器逃がしタンクラプチャディスク模擬】

格納容器破損防止対策に係る有効性評価に使用するため、実現象と同様に、加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と原子炉格納容器最下階領域圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差（約 0.7MPa）に到達したときに、ラプチャディスクが破裂し、原子炉格納容器圧力との差圧で原子炉格納容器最下階領域へ蒸気が放出されるよう模擬している。

〔理由〕

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策に係る有効性評価に使用しており、加圧器逃がしタンクからの放出流は、1次冷却材の放出パスとして計算する必要がある。また、原子炉格納容器に放出される水素及び核分裂生成物の計算も平行して行うため、模擬している。

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

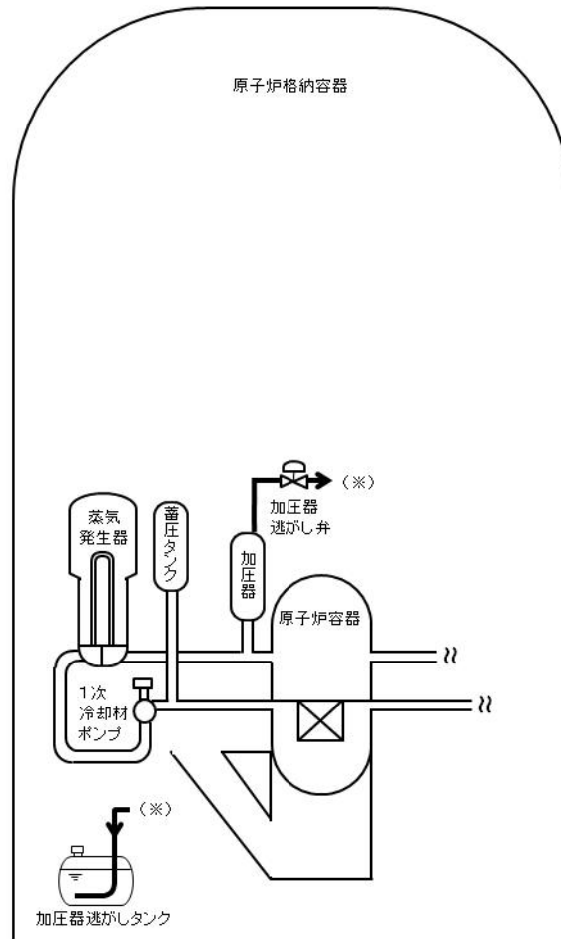


図1 加圧器逃がしタンクの解析上の取扱い

評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）モードにおける評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

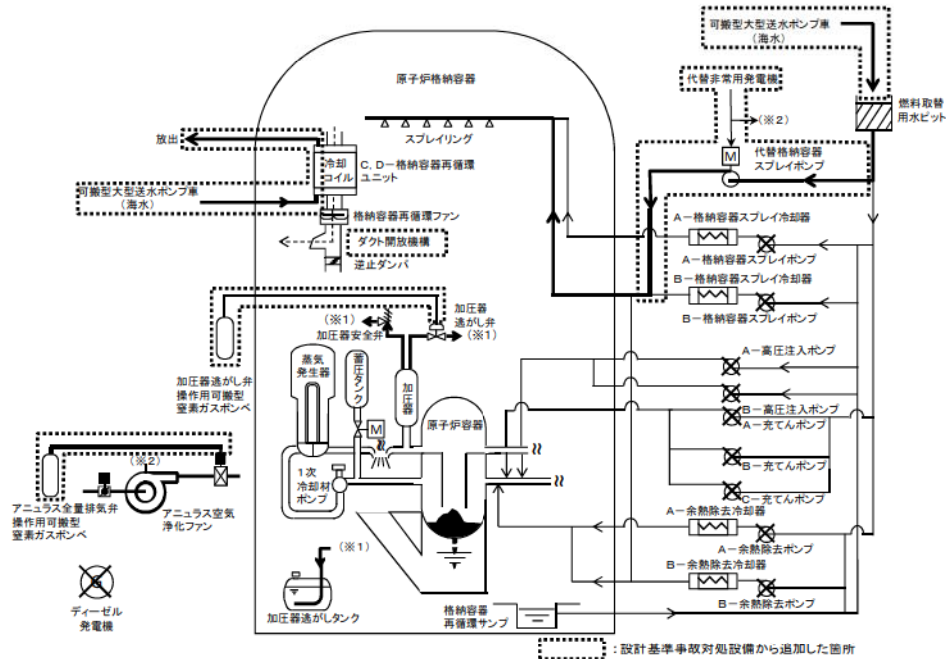


図1 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

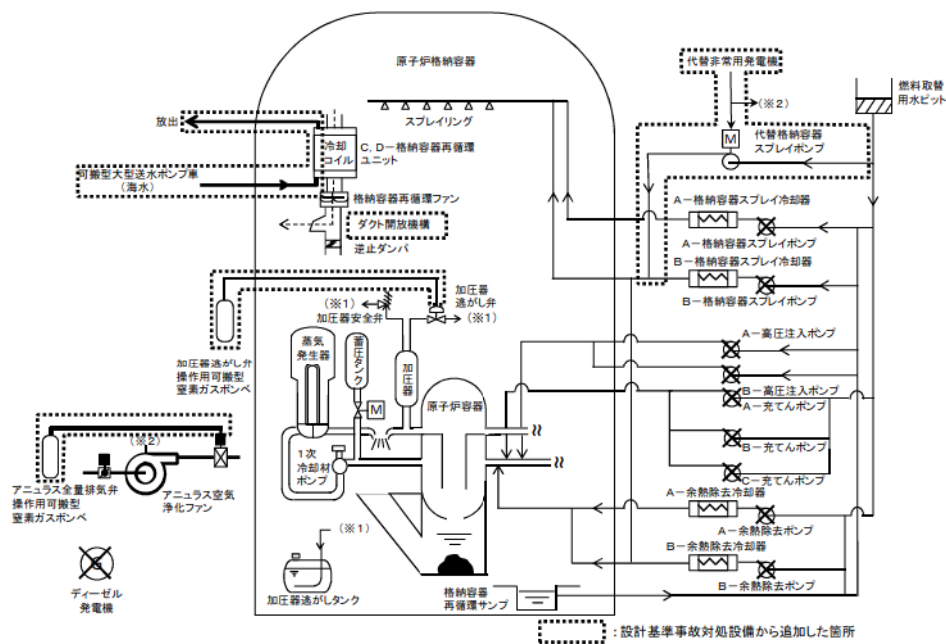


図2 「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）



### 安定状態について

格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：原子炉格納容器圧力及び温度が安定または低下傾向

#### 原子炉格納容器安定状態の確立について

第 7.2.1.2.7 図及び第 7.2.1.2.8 図の解析結果より、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することでその後原子炉格納容器圧力及び温度の両方が低下に転じる、事象発生の約 45 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

#### 格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について

約 24 時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱を行うことが可能であることから、原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。

## 加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧時間の感度解析について

## 1. 感度ケース 1

## (1) はじめに

格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）において、炉心溶融後の加圧器逃がし弁開操作までの時間が遅れ、高圧状態が長く維持された場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度ケース 1：加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始時間

【炉心溶融+10 分】⇒【炉心溶融+20 分】

## (2) 解析結果

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表 1 に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図 1～図 4 から、以下のことを確認した。

- ・図 1 及び図 2 の結果から、1 次系強制減圧開始が遅くなるため、原子炉容器破損時刻が早くなるが、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回り、また、上部プレナム気相温度に対する影響は軽微である。
- ・図 3 及び図 4 の結果から、上記と同様に原子炉容器破損時刻が早くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は軽微である。

## (3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図 5 に示すが、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧操作時間に余裕のあることが確認できた。

表1 基本ケースと感度ケース1の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース1	
解析コード	MAAP	←	
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←	
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←	
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←	
RCPからの漏えい率（初期）	約1.5 m <sup>3</sup> /h（1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	←	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	←	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] （最低保持圧力）	←	
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> （1基当たり） （最小保有水量）	←	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	←	
加圧器逃がし弁開*	炉心溶融開始から10分後 （事象発生から約3.3時間後）	炉心溶融開始から20分後（事象発生から約3.4時間後）	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後 （事象発生から約3.6時間後）	←
	一旦停止	格納容器保有水量2,270m <sup>3</sup> 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未満 （事象発生から約18時間後）	←
	再開	格納容器最高使用圧力到達+30分 （事象発生から約18時間後）	←
	停止	事象発生から24時間後	←
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←	
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 （100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）	←	
水素の発生	Zr-水反応	←	
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	←	
蓄圧注入開始*	事象発生から約3.5時間後	事象発生から約3.7時間後	
原子炉容器破損*	事象発生から約8.0時間後	事象発生から約7.5時間後	

\*：感度ケース1は基本ケースと比べ、「加圧器逃がし弁開」の時間が遅れることにより「蓄圧注入開始」も遅れ、溶融炉心の冷却効果が低下したため、「原子炉容器破損」までの時間が早まる

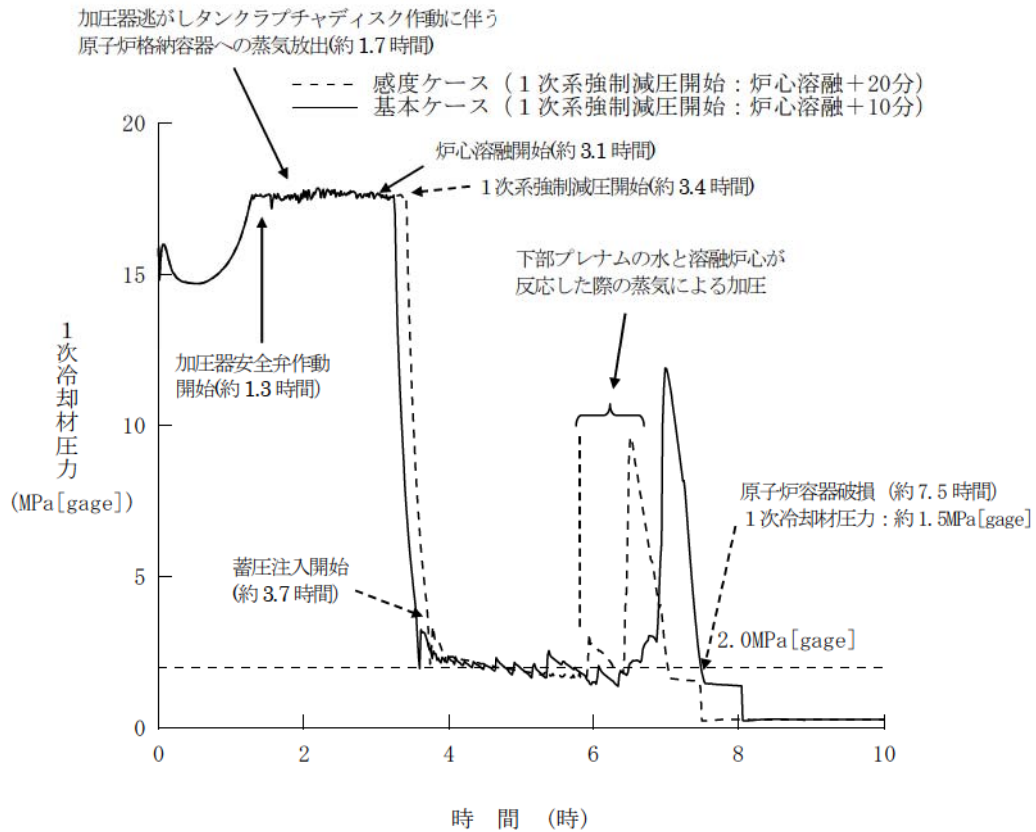


図 1 1次冷却材圧力の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

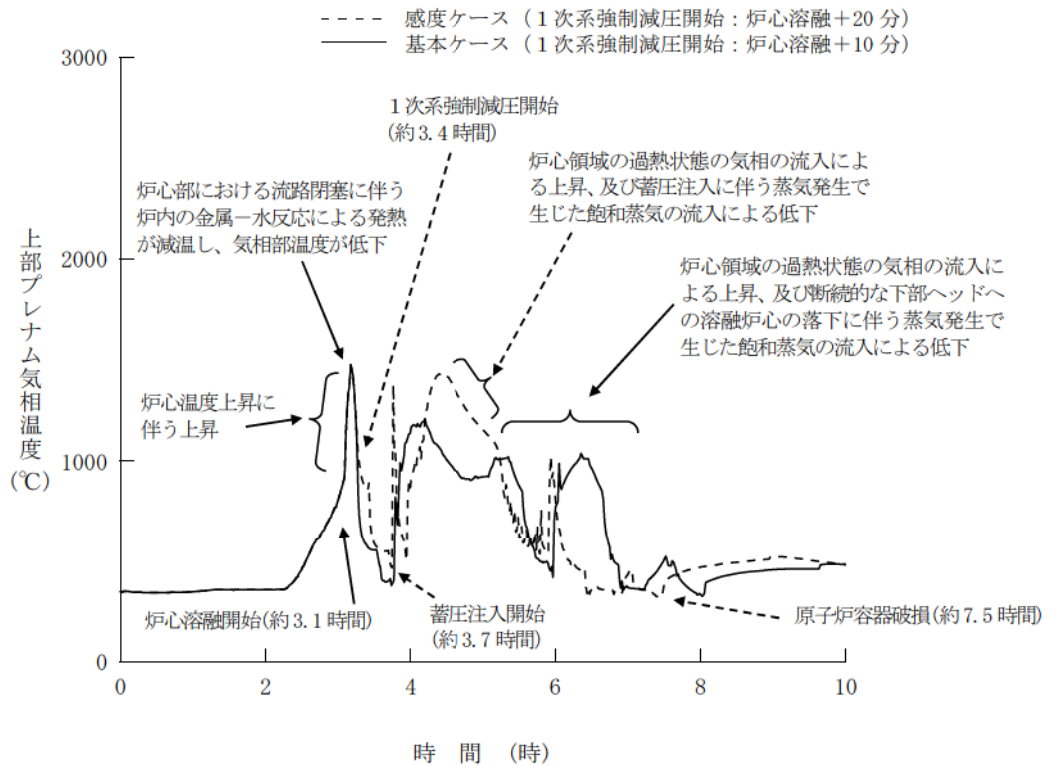


図 2 上部プレナム気相温度の推移

(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

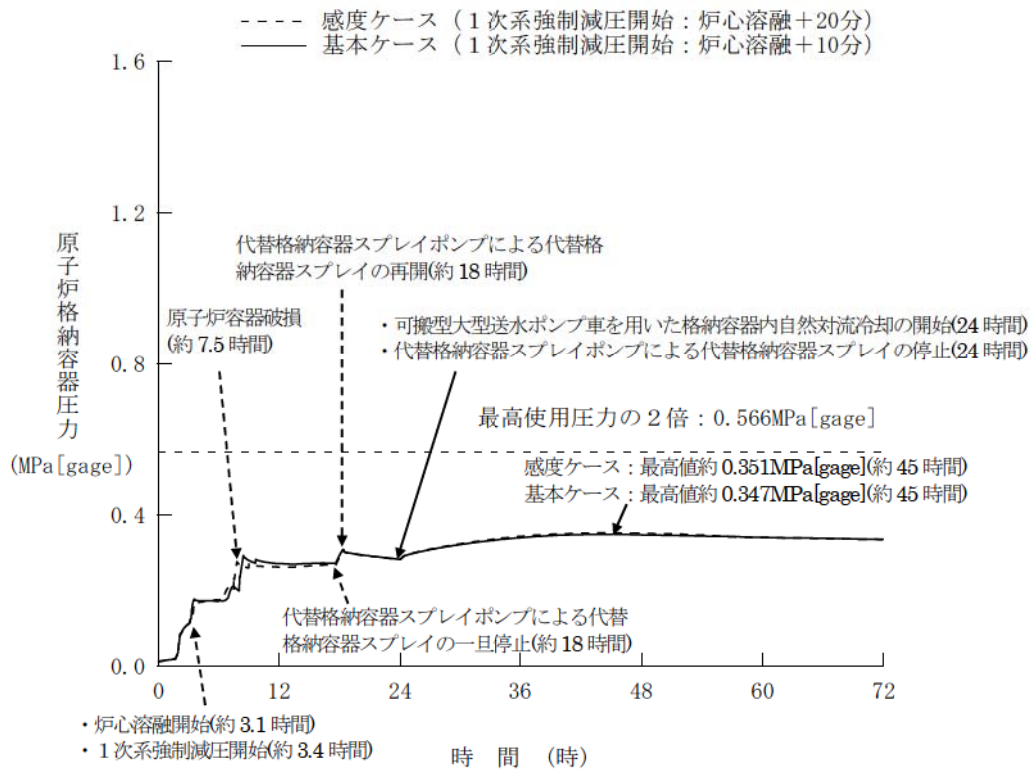


図3 原子炉格納容器圧力の推移  
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

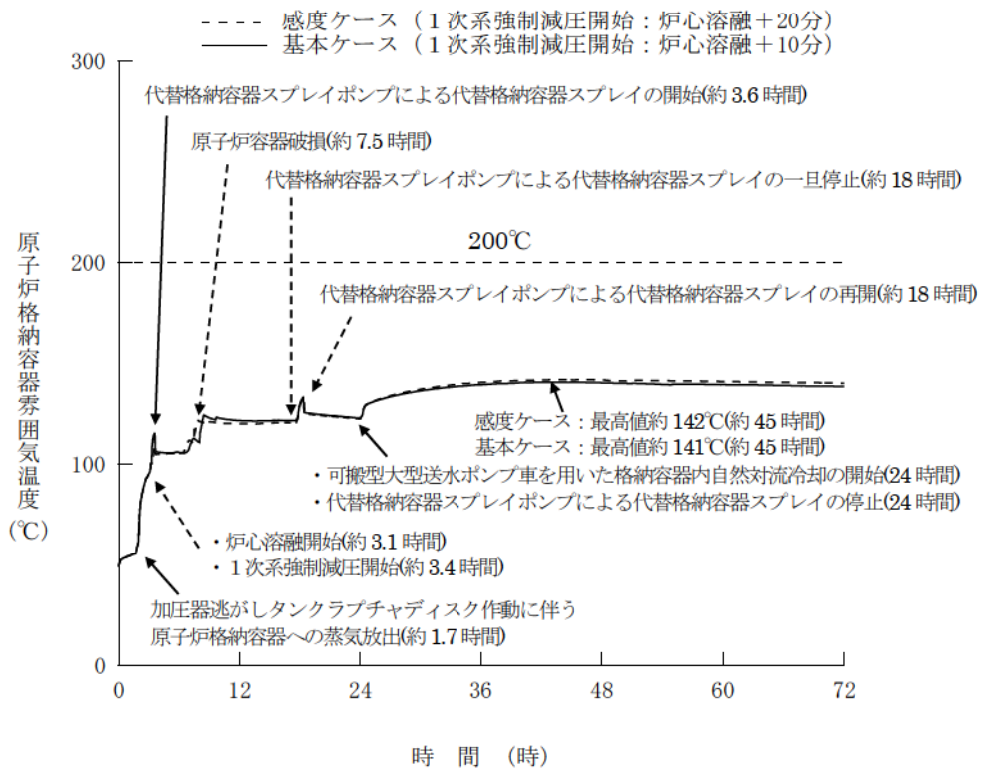


図4 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

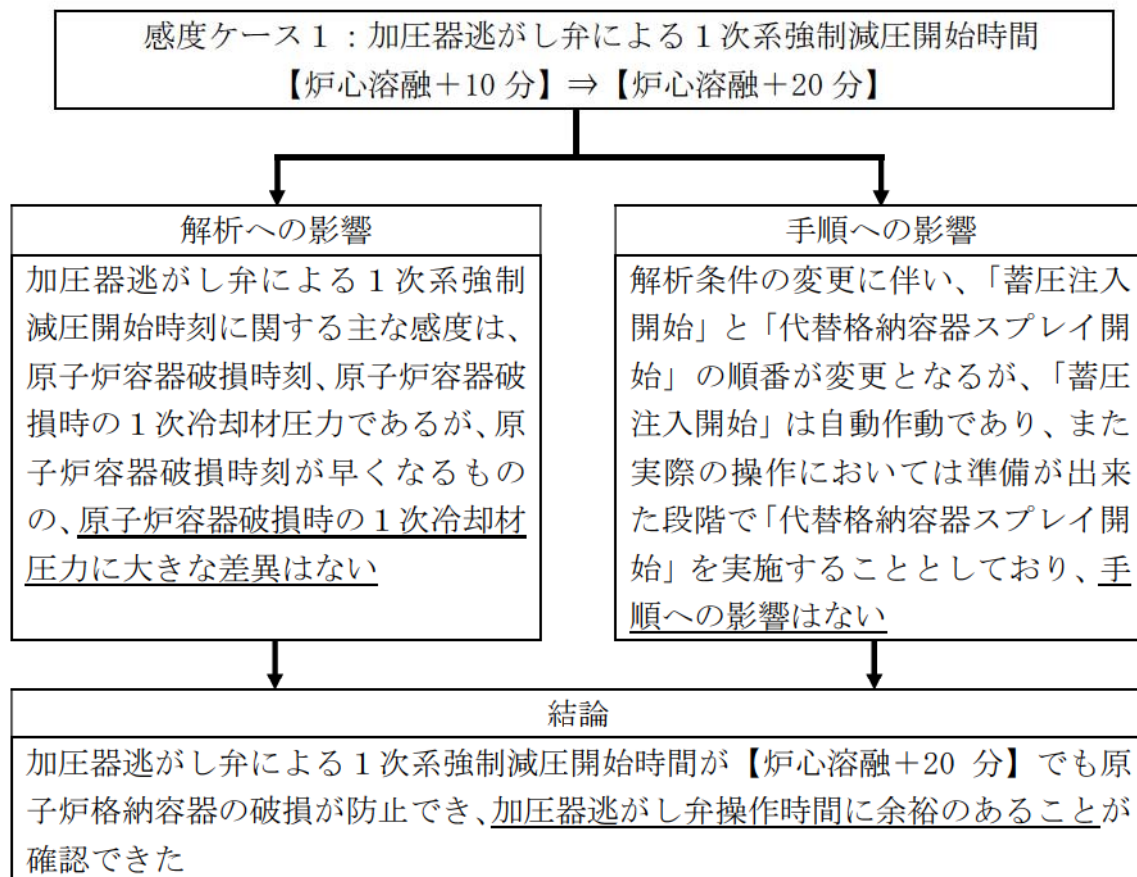


図 5 感度ケース 1 の解析、手順への影響確認結果

## 2. 感度ケース 2

### (1) はじめに

格納容器過温破損（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）において、実操作では炉心溶融後速やかに加圧器逃がし弁操作を実施することから、加圧器逃がし弁開操作を早めた場合の感度を確認するため、感度解析を実施した。

感度ケース 2：加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始時間

【炉心溶融+10 分】⇒【炉心溶融+0 分】

### (2) 解析結果

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表 2 に示す。また、主要なパラメータの解析結果である図 6～図 9 から、以下のことを確認した。

- ・ 図 6 及び図 7 の結果から、1 次系強制減圧開始が早くなるため、炉心溶融進展が遅れて原子炉容器破損時刻が遅くなり、また、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回る。加圧器逃がし弁の強制開放時刻が早まることから、弁開放時の 1 次系からの放出冷却材の温度は低く、上部プレナム気相温度も低下傾向となる。
- ・ 図 8 及び図 9 の結果から、上記と同様に原子炉容器破損時刻が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は軽微である。

### (3) 結論

(2) を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図 10 に示すが、加圧器逃がし弁開操作を早めた場合の感度が確認できた。

表2 基本ケースと感度ケース2の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度ケース2	
解析コード	MAAP	←	
炉心熱出力（初期）	100% (2,652MWt) ×1.02	←	
1次冷却材圧力（初期）	15.41+0.21MPa [gage]	←	
1次冷却材平均温度（初期）	306.6+2.2℃	←	
RCPからの漏えい率（初期）	約1.5 m <sup>3</sup> /h（1台当たり） （事象発生時からの漏えいを仮定）	←	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	←	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] （最低保持圧力）	←	
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> （1基当たり） （最小保有水量）	←	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	←	
加圧器逃がし弁開*	炉心溶融開始から10分後 （事象発生から約3.3時間後）	炉心溶融開始から0分後 （事象発生から約3.1時間後）	
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後 （事象発生から約3.6時間後）	←
	一旦停止	格納容器保有水量2,270m <sup>3</sup> 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未満 （事象発生から約18時間後）	←
	再開	格納容器最高使用圧力到達+30分 （事象発生から約18時間後）	←
	停止	事象発生から24時間後	←
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	←	
格納容器再循環ユニット	2基 1基あたりの除熱特性 （100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）	←	
水素の発生	Zr-水反応	←	
原子炉格納容器自由体積	65,500m <sup>3</sup>	←	
蓄圧注入開始*	事象発生から約3.5時間後	事象発生から約3.4時間後	
原子炉容器破損*	事象発生から約8.0時間後	事象発生から約8.6時間後	

\*：感度ケース2は基本ケースと比べ、「加圧器逃がし弁開」の時間が早くなることにより「蓄圧注入開始」も早まり、溶融炉心の冷却効果が増加したため、「原子炉容器破損」までの時間が遅くなる



加圧器逃がし弁開放操作開始に伴う  
原子炉格納容器への蒸気放出(約1.7時間)

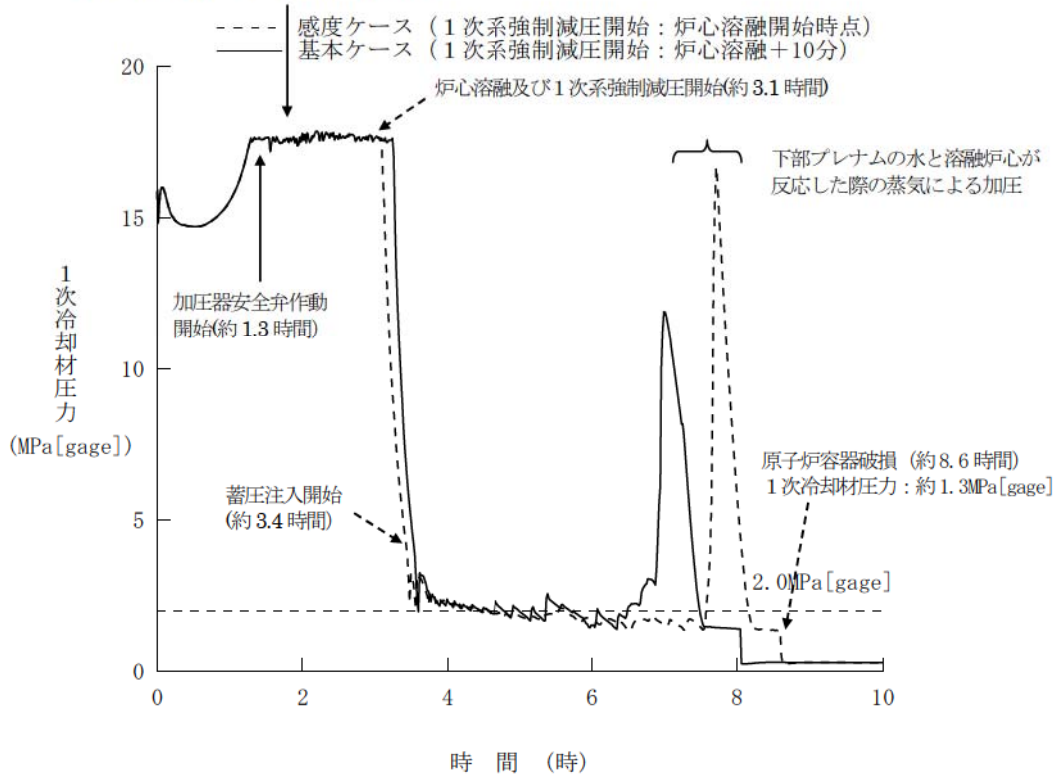


図6 1次冷却材圧力の推移  
(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

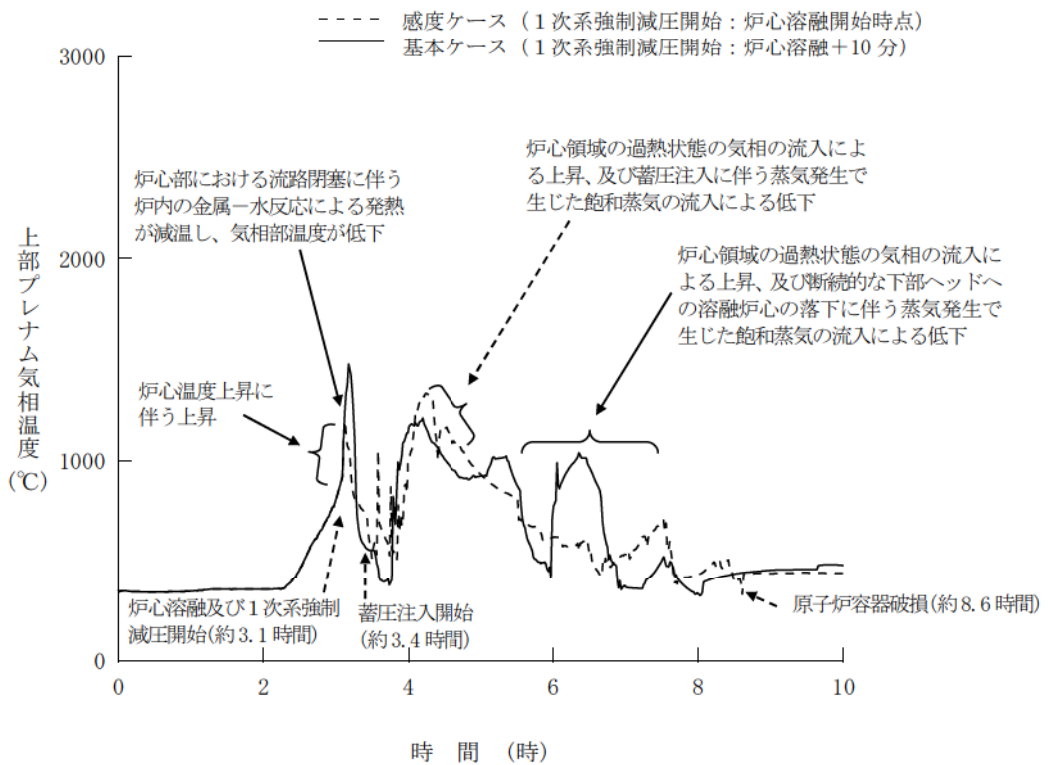


図7 上部プレナム気相温度の推移  
(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

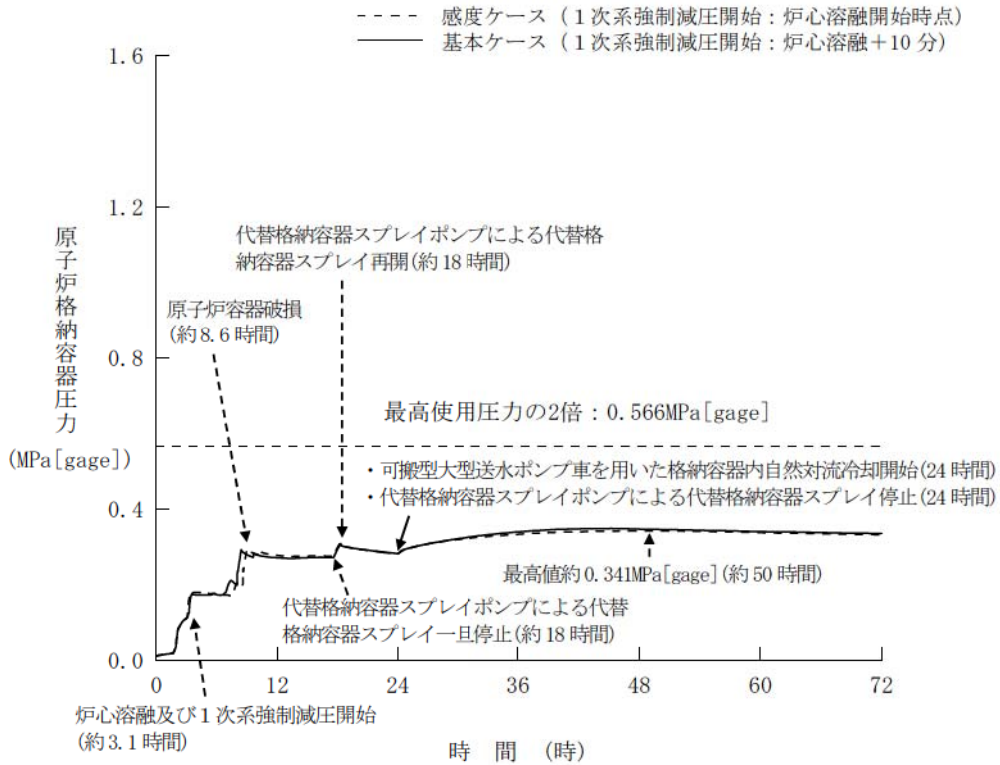


図8 原子炉格納容器圧力の推移  
(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

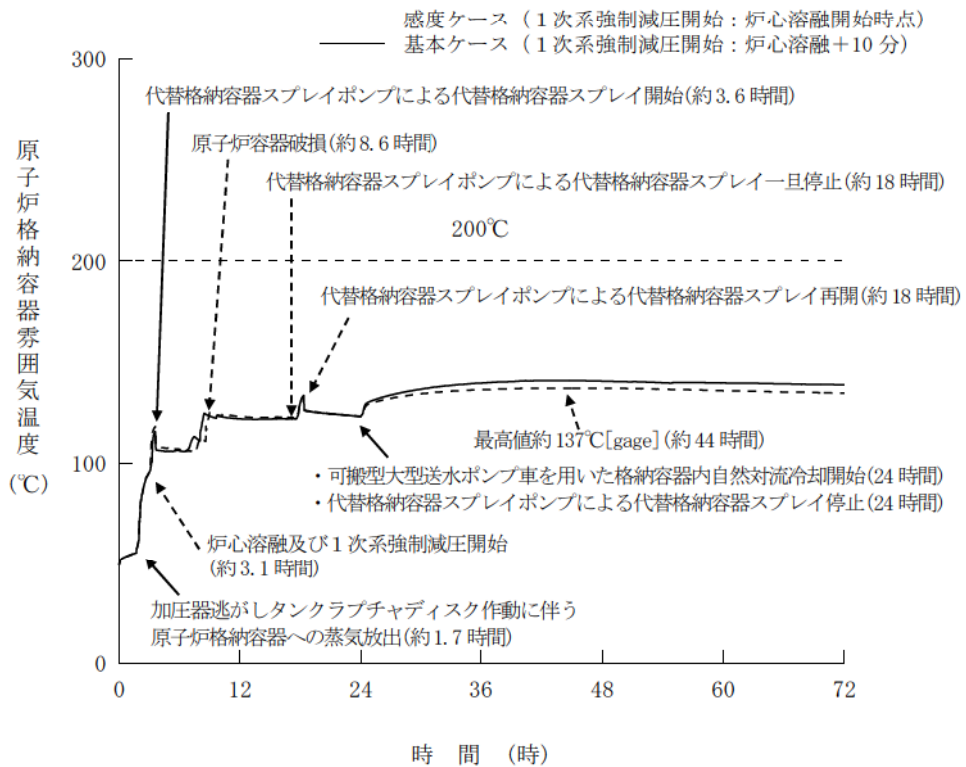


図9 原子炉格納容器雰囲気温度の推移  
(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)

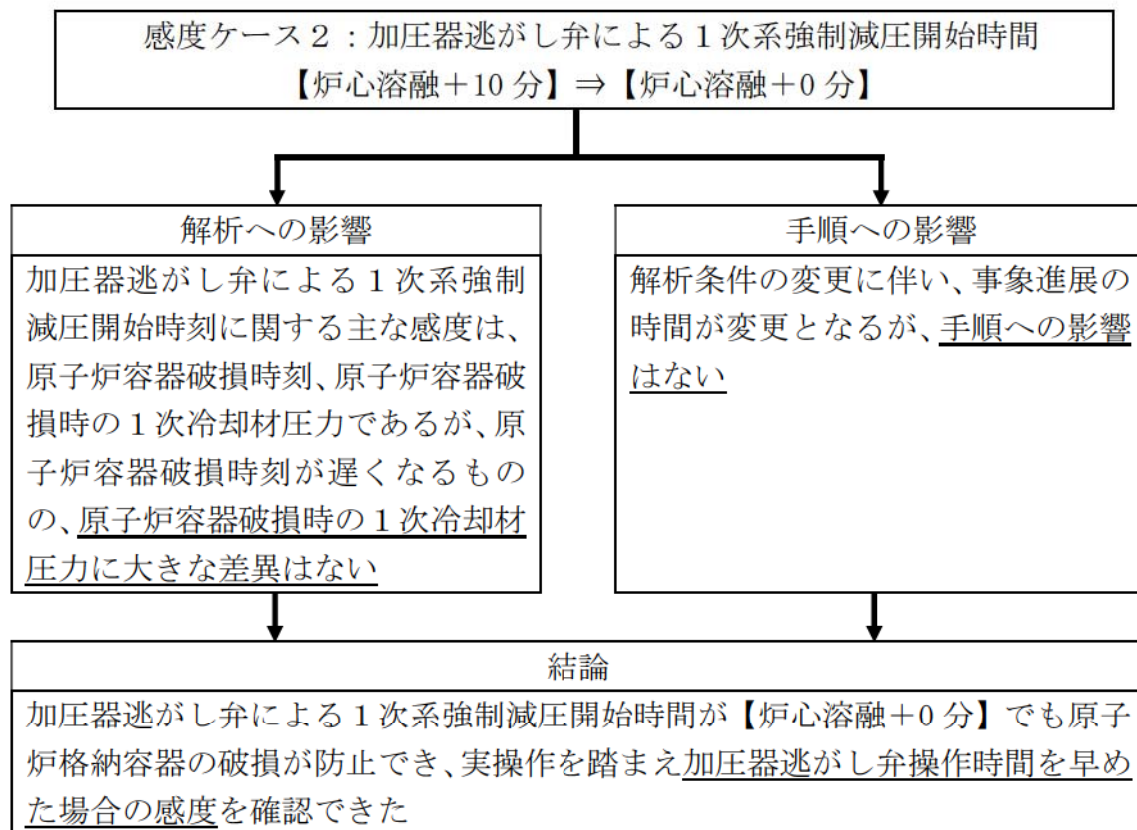


図 10 感度ケース 2 の解析、手順への影響確認結果

格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について

## 1. はじめに

格納容器破損モード「格納容器過温破損」における評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、事象発生から 24 時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、その操作時間余裕について確認した。

## 2. 影響確認

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の解析上の開始時間は、事象発生から 24 時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が 6,100m<sup>3</sup> 以下であれば、格納容器再循環ユニットの水没を防止できることを確認していることから、注水量が 6,100m<sup>3</sup> に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、20 時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

- ・原子炉格納容器注水量：6,100[m<sup>3</sup>]
- ・RCS 体積：380[m<sup>3</sup>]  
蒸気発生器施栓率 0% の体積 280m<sup>3</sup> に蓄圧タンク保有水量 3 基分約 93m<sup>3</sup> を加え、10m<sup>3</sup> 単位で切上げた体積
- ・代替格納容器スプレイ容量：140[m<sup>3</sup>/h]
- ・代替格納容器スプレイポンプ起動：3.6[時間]
- ・24 時間経過時点での代替格納容器スプレイポンプの注入量  
(24[時間] - 3.6[時間]) × 140[m<sup>3</sup>/h] = 2,856[m<sup>3</sup>]
- ・格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕  
(6,100[m<sup>3</sup>] - 380[m<sup>3</sup>] - 2,856[m<sup>3</sup>]) / 140[m<sup>3</sup>/h] ≒ 約 20.4[時間]

以上

## 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について

## 1. はじめに

原子炉格納容器（以下、「CV」という。）破損の事故シークエンスにおいては、炉心損傷後、溶融炉心は下部プレナムへ落下し、さらに原子炉容器破損後に破損口を通じて大部分が原子炉下部キャビティ室へ落下し、以降は原子炉下部キャビティ室水により継続的に冷却される。

炉心部に残存する損傷燃料（以下、「残存デブリ」という。）がある状況を想定した場合、その残存デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により下部プレナムに溶融落下するため、残存デブリの量はわずかであると考えられる。

有効性評価の格納容器過圧破損シークエンス（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）については、事象進展が早く、事象発生後約19分で炉心溶融し、溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティ室へ落下する。一方で、格納容器過温破損シークエンス（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）については、格納容器過圧破損シークエンスと比較して事象進展が遅いため、溶融炉心が落下する時点における崩壊熱が相対的に低く、格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティ水位が高い状態である。

このため、格納容器過温破損シークエンスの方が、溶融炉心が炉内に残存しやすい傾向であると言えるが、解析の結果、残存デブリの量は全溶融炉心の0.1%未満と非常に少なく、下部プレナムに残存する溶融炉心の量も約2%程度であり、残る全量は原子炉下部キャビティ室に落下している。

これらの結果から、残存デブリが大量に残留することは考えにくいですが、以下においては炉心部に大量の残存デブリが存在すると仮定し、その冷却手段としてのCV内への注水による炉心冠水手順及びその成立性について整理した。

## 2. 事象発生時の対応の基本的な考え方

炉心損傷後のプラント挙動については不確定性が非常に大きいことから、あらかじめ定められた運転員の対応操作を除き、原則として原子力災害対策本部における総合的な検討に基づいて対応方針が決定される。

対応操作の決定に当たっては、運転員からのプラント状況連絡や原子力災害対策本部が収集した情報等をもとに、泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則に基づき、操作に伴う負の影響と操作の有効性、必要度を総合的に検討する。

CVスプレイについては、CV内水位上昇に伴う重要計測器の水没等の負の影響が考えられる場合であっても、CVスプレイの必要性がそれを上回ると判断される場合には操作実施可能としている。

したがって、CV内の過熱状態が想定される今回のようなケースにおいては、CV健全性確保のため必要性が高いものとしてCVスプレイを行う判断がなされるものと考えられる。

なお、後述のように炉心発熱有効長の中心高さ（T.P. 19.3m）よりも上方の位置までCV注水を行うことにより、残存デブリの冷却性が確保できると考えられる。従って、運用管理上の上限レベルとしては、残存デブリを十分に冷却しつつ、重要計測器の水没を防止する観点から、炉心発熱有効長上端位置から0.5m下の水位であるT.P. 20.7mに設定する。また、当該水位を検知するための水位計を設置する。

### 3. 具体的に想定される対応手順

CV圧力、温度が上昇傾向にある時の冷却手順は、以下のとおりとなる。

- ①格納容器スプレイを実施する。格納容器スプレイ停止後、格納容器スプレイ再循環への切り替えを試みる。
- ②格納容器スプレイ再循環運転ができない場合は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に切り替える。  
また、大量の残存デブリがある場合の操作手順は概ね以下のとおりとなる。
- ③格納容器内自然対流冷却によってもCV圧力及び温度等によりCV内が過熱状態であると判断される場合、想定される原因の一つとして炉内に溶融炉心が残存している状態を考慮して、CV内注水を再開する。
- ④CVへの過剰な注水を防止しつつ、炉心冷却が確保できる高さに設置した水位計位置（T.P. 20.7m: CV注水制限量約 6,100m<sup>3</sup>）まで水位が上昇した場合、注水を停止する（CVの冷却は格納容器内自然対流冷却による）。

### 4. 対応手順の成立性

#### (1) 残存デブリの冷却性

##### a. 残存デブリの冷却メカニズムについて

残存デブリの冷却は以下のとおり、放射伝熱並びに蒸気及び原子炉下部キャビティ水による直接冷却により行われる。

原子炉容器の破損後、原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下すると原子炉下部キャビティ室は大量の蒸気で満たされる。この蒸気は、原子炉容器外周を伝わることで溶融炉心のヒートシンクとなる原子炉容器や炉内構造物を冷却するとともに、破損口から原子炉容器内へ流入する蒸気が溶融炉心を直接冷却する。

また、CVスプレイ等により原子炉下部キャビティ室水位が原子炉容器下部に到達すれば、原子炉容器破断口から下部プレナムに原子炉下部キャビティ水が流入する。この流入水とそれに起因する発生蒸気により下部プレナムの溶融

炉心は直接冷却される。たとえ、原子炉容器破断口が熔融炉心により閉塞した場合又はそれにより一時的に原子炉容器内圧力が上昇した場合でも、熔融炉心の落下又は加圧器逃がし弁開放操作等により下部プレナムに原子炉下部キャビティ水が流入すると考えられる。

一方、TMI 事故のように、炉心熔融するものの、原子炉容器が破損しない事象においては、炉心注水により冷却継続が可能である。なお、原子炉容器が破損するものの、破損口が閉塞する場合においても同様に炉心注水が成立する。

#### b. 残存デブリによるCVへの影響

残存デブリが炉心部に残留する場合においてもCV内全体の発熱量は変わらないが、前述のとおり残存デブリからの放射伝熱によって原子炉容器壁面は加熱され、CVへの熱放散によりCV内が過熱蒸気雰囲気になる可能性がある。

過熱蒸気雰囲気となることで格納容器再循環ユニットによる除熱性能が低下する懸念があるため、残存デブリ量とCV内雰囲気の飽和度について別紙1のとおり検討した。

検討においては、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させ、冠水した残存デブリにより水蒸気が発生し、露出した残存デブリの崩壊熱の全量が水蒸気の過熱に寄与するものとした。評価の結果、炉心発熱有効長の中心高さより上部の残存デブリが全炉心の15%以下(全炉心の85%以上が冠水)となる状況であれば、CV内雰囲気は過熱状態にはならないと考えられるが、この量の残存デブリが炉心上部に残存する可能性は極めて低いことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで冷却性は確保できる。CV内を冠水させた状態(評価上の仮定)を図1に示す。

なお、本検討結果は保守的に露出した残存デブリの崩壊熱が損失なく水蒸気を過熱する条件を用いているが、実際の蒸気流を考慮すると、原子炉容器からの放散熱により加熱された蒸気は原子炉容器外周を上昇し、ループ室に移動した後、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気と合流した後に上部ドーム部に移動する。したがって、炉心部の残存デブリが局所的な過熱蒸気を発生させたとしても、上部ドーム部における蒸気の状態に大きく影響するものではない。

さらに、炉心が冠水している状態におけるCV内水位は、格納容器再循環ユニットの下端近傍まで到達していることから、格納容器再循環ユニット近傍において過熱蒸気雰囲気になることは考えられず、格納容器再循環ユニットの除熱性能への影響はない。

また、残存デブリにより原子炉容器からの発熱量が増加する場合でも熔融炉心全体の発熱量は変わらないことから、CV全体に必要な除熱量も同様に変わらない。

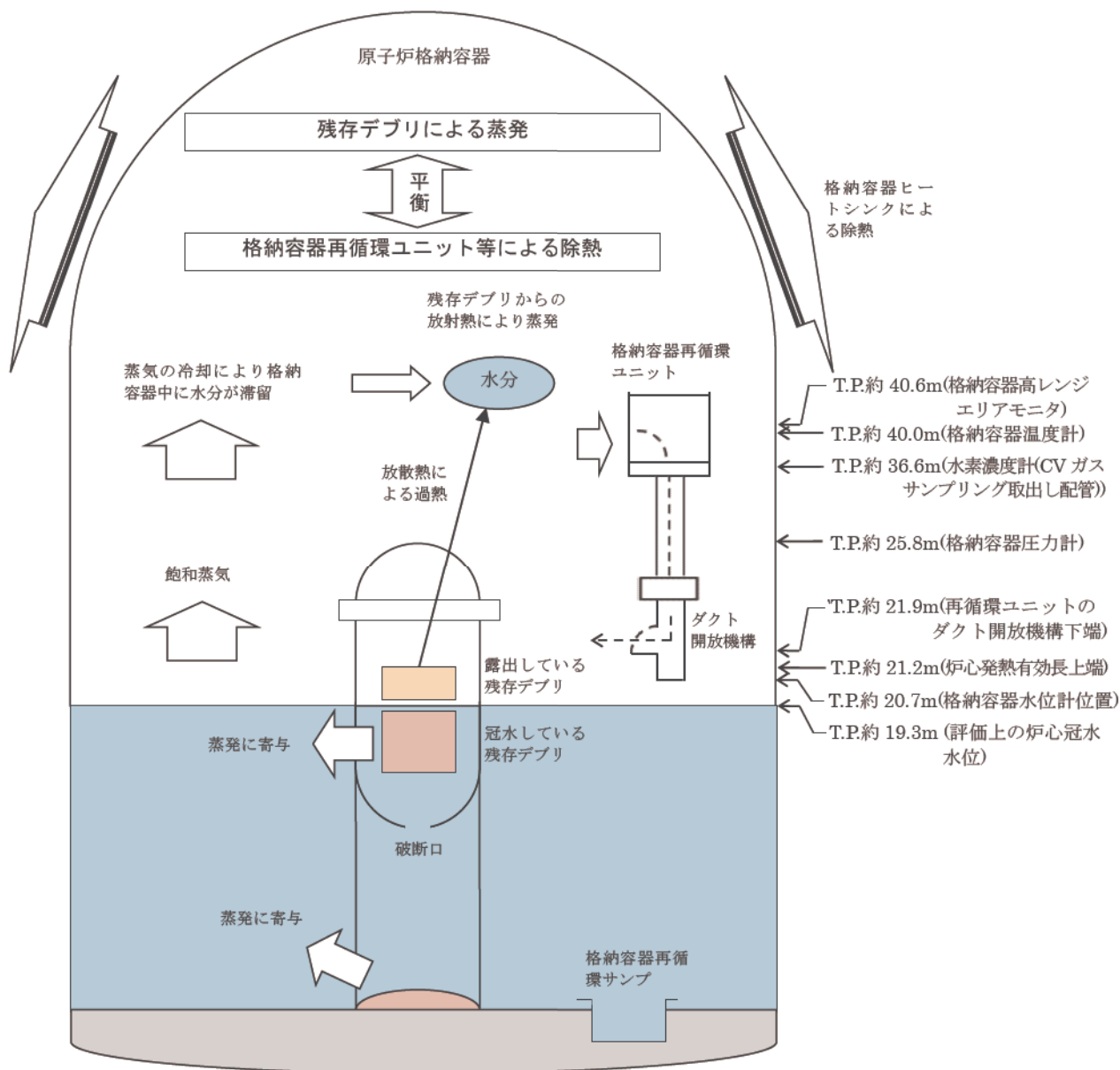


図1 原子炉格納容器内への注水による炉心冠水状態（評価上の仮定）



## (2) 冷却操作実施時に想定される影響

残存デブリの冷却のためCV内への注水を実施した場合に考えられる影響と評価を整理した。

### a. 臨界性

冠水している残存デブリについては、冠水させている水が、ほう酸水と海水の混合水であり、高温で密度が小さく、また、海水にもほう素濃度換算で200ppm程度の中性子吸収効果が見込まれるため、臨界に至る可能性は低い。

露出している残存デブリについては、金属塊中に1次冷却材が侵入し、中性子の最適減速条件が成立する場合は、臨界に至ることが考えられるが、炉心形状の崩壊などその他の要因も重なるため、臨界の可能性は低いものと考ええる。

しかしながら、無制御な臨界状態に至る事を避けるため、注水にあたっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心の臨界状態は、モニタリングポスト、CV内サンプリングによる核分裂性希ガス濃度の測定等により行うこととなる。

b. 冠水による設備の影響

	対象物	考えられる影響	評価
1	CV水位計	水位計の設置位置以上の水位となった場合、水位監視不能となる。	水位計の検出部は、CV注水を行う上限レベルを直接検知する機能であるため、冠水による影響はない。仮に水位計が使用できない場合は、注水量を注水量積算、注水流量及び燃料取替用水ピット水位の変化により管理する。
2	CV圧力計	水没した場合、CV圧力監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
3	CV温度計	水没した場合、CV温度監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
4	CV水素濃度計 (格納容器雰囲気ガスサンプリング取出し配管)	水没した場合、水素濃度計測が不能となる。	格納容器雰囲気ガスサンプリング取出し配管は十分な高所にあり水没しない。
5	CV内高レンジエリアモニタ	水没した場合、放射線量監視が不能となる。	十分な高所にあり水没しない。
6	CV構造的健全性	大量の水を注入した状態でのバウンダリ機能、耐震性に影響が生じる可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 注入量の増加によりCVバウンダリに水頭圧が加わるが、0.03MPa程度であり問題とはならない。</li> <li>・ 長期的にはペネトレーション部のシール機能への影響が懸念されるが、当該冷却操作実施可否の判断材料として考慮する必要はない。</li> <li>・ 大量の水を注水した状態での耐震性評価を行い、問題ないことを確認している。(別紙2参照)</li> </ul>
7	CV再循環ユニット	ダクト開放機構部が水没した場合、CVの除熱が不能となる。	格納容器注水の運用管理上の上限レベルは、CV再循環ユニットのダクト開放機構下端から1.2m下であるため、冷却機能に影響はない。

補足：CV水位計の設置位置

炉心発熱有効長の中心高さ (T.P. 19.3m) よりも上方の位置まで冠水を行うことにより残存デブリの冷却性が確保できると考えられるため、CV水位計は、運用管理上の上限レベルとして炉心発熱有効長上端位置から0.5m下の水位であるT.P. 20.7mに設置する。

なお、原子炉格納容器耐震性評価については炉心発熱有効長上端が水没する水位で確認しており、CV水位計位置から当該位置に達するまでには、代替格納容器スプレイポンプ (仕様：140m<sup>3</sup>/h) で3時間程度の余裕がある。

## 5. まとめ

以上のとおり、炉内に大量の溶融炉心が残存することを想定し、残存デブリの冷却性及び冷却操作による設備への影響の観点で検討を行った結果、CV内注水によりCV健全性が確保できることを確認した。

以 上

## 残存デブリの冷却性の評価

炉心損傷後、残存デブリが大量に存在することは考えにくいですが、仮に存在したとしても、原子炉下部キャビティ水による冠水及びヒートシンクや格納容器内自然対流冷却によるCV内の冷却により、CVの除熱が維持されることを検討評価した。

### 1. 評価概要

原子炉容器破損後、下部プレナム及び原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心は最下部の原子炉下部キャビティへ流入した水により冷却され、大量の飽和蒸気を発生させる。発生した飽和蒸気は、原子炉下部キャビティから上昇し、CV内のヒートシンク及び格納容器再循環ユニットにより除熱、混合され、水分を含んだ湿り蒸気となり、蒸気分圧の低下を伴いながら、CV上部へ移流する。

また、格納容器過圧破損シーケンスのように破断口がある場合には、炉心部で発生した蒸気の挙動は原子炉下部キャビティから発生する蒸気と同様となる。

CV内の局所における過熱度を評価することは難しいが、CV全体挙動を考えると、格納容器再循環ユニット等の除熱によってCV上部区画気相の温度では8℃程度\*の差が生じていることから、この温度差に伴う飽和蒸気密度差に相当する水分量がCV内に滞留していることになる。

※ 格納容器過温破損シーケンスにおいて、スプレイ時点以降で原子炉下部キャビティ区画とCV上部区画との温度差が最小となる値

したがって、仮に残存デブリの崩壊熱の全エネルギーが水蒸気の過熱に寄与すると保守的に仮定したとしても、崩壊熱が水分の蒸散熱を下回る場合はCV雰囲気は過熱状態にはならないと考えられる。

### 2. 評価における想定

- ・ 炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させるものとする。その状態で一部の残存デブリが水面から露出し、崩壊熱によりCV内を過熱させるものとする。
- ・ 燃料は最も高温である中心部から溶け始め、上部が中心部に溶け込むように崩壊しながら熔融が進むと考えられることから、燃料上部の一部が下部プレナムに熔融落下し、原子炉容器を破損させた状態を想定する。
- ・ 核分裂生成物を多く含む発熱密度の高い領域は熔融しやすいため下部に流下すると考えられるが、保守的に残存デブリの発熱密度は均一と仮定する。
- ・ 原子炉容器は破損しているものと仮定し、破損口からスプレイ水が流入す

ることにより、炉心は冠水する。

- ・ 保守的に少なめの水分発生量とするため、格納容器過温破損シーケンスにおいて、スプレイ停止以降で原子炉下部キャビティ区画とCV上部区画との温度差が小さい時点（温度差：約8℃）の各飽和蒸気密度を代表とする。
- ・ 過熱蒸気の除熱源として、原子炉容器及び炉内構造物を介した原子炉下部キャビティ水による冷却等があるが、ここでは保守的に考慮しない。

### 3. 評価内容

原子炉容器破損後において、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気がCV上部ドーム部に達するまでに凝縮され発生する水分量を、それぞれの区画における飽和蒸気密度から求め、その水分の蒸散熱に相当する熱量と露出した残存デブリからの発生熱（崩壊熱）とを比較する。

原子炉下部キャビティの飽和蒸気がCV上部区画間に移流する間において、凝縮して水分となる割合（水分発生割合）を以下の式により求める。

$$F_{\text{mist}} = (\rho_{\text{st, gen}} - \rho_{\text{st, cv}}) / \rho_{\text{st, gen}} \quad \dots \dots (1)$$

$F_{\text{mist}}$  : 水分発生割合 = 0.18 (—)

$\rho_{\text{st, gen}}$  : 原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気密度 = 2.44 (kg/m<sup>3</sup>)

$\rho_{\text{st, cv}}$  : CV上部ドーム部における飽和蒸気密度 = 2.00 (kg/m<sup>3</sup>)

原子炉下部キャビティや炉心部内で冠水した箇所からの蒸気発生速度に水分発生割合を乗じ、水分の生成量  $V_{\text{mist}}$  を求める。

$$V_{\text{mist}} = Q_s \cdot \alpha / h_{\text{fg}} \cdot F_{\text{mist}} \quad \dots \dots (2)$$

$Q_s$  : 残存デブリの崩壊熱 (kW)

$\alpha$  : 冠水している残存デブリの割合 (—)

$h_{\text{fg}}$  : 蒸発潜熱 (kJ/kg) (=2,119 kJ/kg)

発生した水分を全て蒸発させるのに必要なエネルギー  $Q_{\text{Vmist}}$  は、以下のとおりである。

$$Q_{\text{Vmist}} = V_{\text{mist}} \cdot h_{\text{fg}} = 0.18 \alpha \cdot Q_s \quad \dots \dots (3)$$

これより、発生した水分を蒸発させるのに必要なエネルギー  $Q_{\text{Vmist}}$  と、露出した残存デブリの崩壊熱  $Q_{\text{sh}}$  が等しくなる ( $Q_{\text{Vmist}} = Q_{\text{sh}}$ ) 場合の冠水割合  $\alpha$  を算出する。

$$Q_{\text{Vmist}} = Q_{\text{sh}} (=Q_s (1 - \alpha))$$

$$\alpha = 0.85 \quad \dots \dots (4)$$

(4)式より、露出した残存デブリが全溶融炉心の15%以下であれば、その崩壊熱はCV内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを

下回るため、CV内は過熱雰囲気にはならないと考えられる。

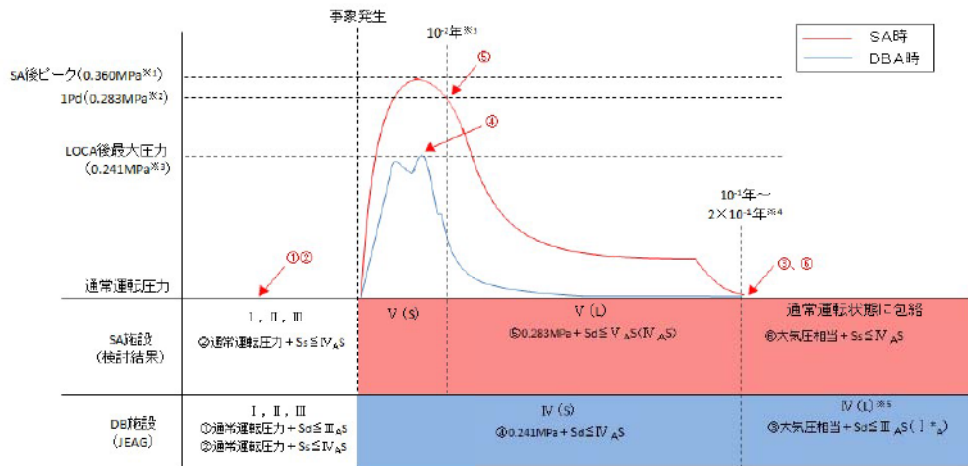
なお、評価で仮定したように全溶融炉心の15%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に残存することは実際には考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることで、冷却性は確保できるものとする。

泊 3 号機 格納容器内冠水時の耐震性評価について

炉内残存溶融デブリの冷却を目的として格納容器内冠水操作を行った場合を想定し、格納容器の耐震性評価を実施した。

(1) 評価条件

- ・水位は格納容器炉心発熱有効長上端が水没する T.P. 21.172m とする。
  - ・耐震性評価に用いる地震力と他の事象の組み合わせについては、「重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組み合わせ」の考え方に従い、検討した。
- 図 1 の通り⑤重大事故後の格納容器内温度・圧力と基準地震動 Sd による地震荷重との組み合わせと⑥大気圧相当と基準地震動 Ss による地震荷重の組み合わせが考えられるが、より厳しい⑤の条件での評価を行った。



※1：重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「沸騰気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の評価結果  
 ※2：原子炉格納容器の最高使用圧力  
 ※3：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力の最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果  
 ※4：事象の継続時間については、解析結果等より保守的に設定している。  
 ※5：SA施設としてのCVIについても確認する。

図 1 SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する C/V の許容応力状態の比較 (概念図)

耐震性評価にて考慮する荷重は以下の通りとした。

- ① 自重 (ポーラクレーン重量含む)
- ② 格納容器内圧 (最高使用圧力)
- ③ 地震荷重 (Sd)
- ④ 格納容器内の水による荷重 (水頭圧+地震時)

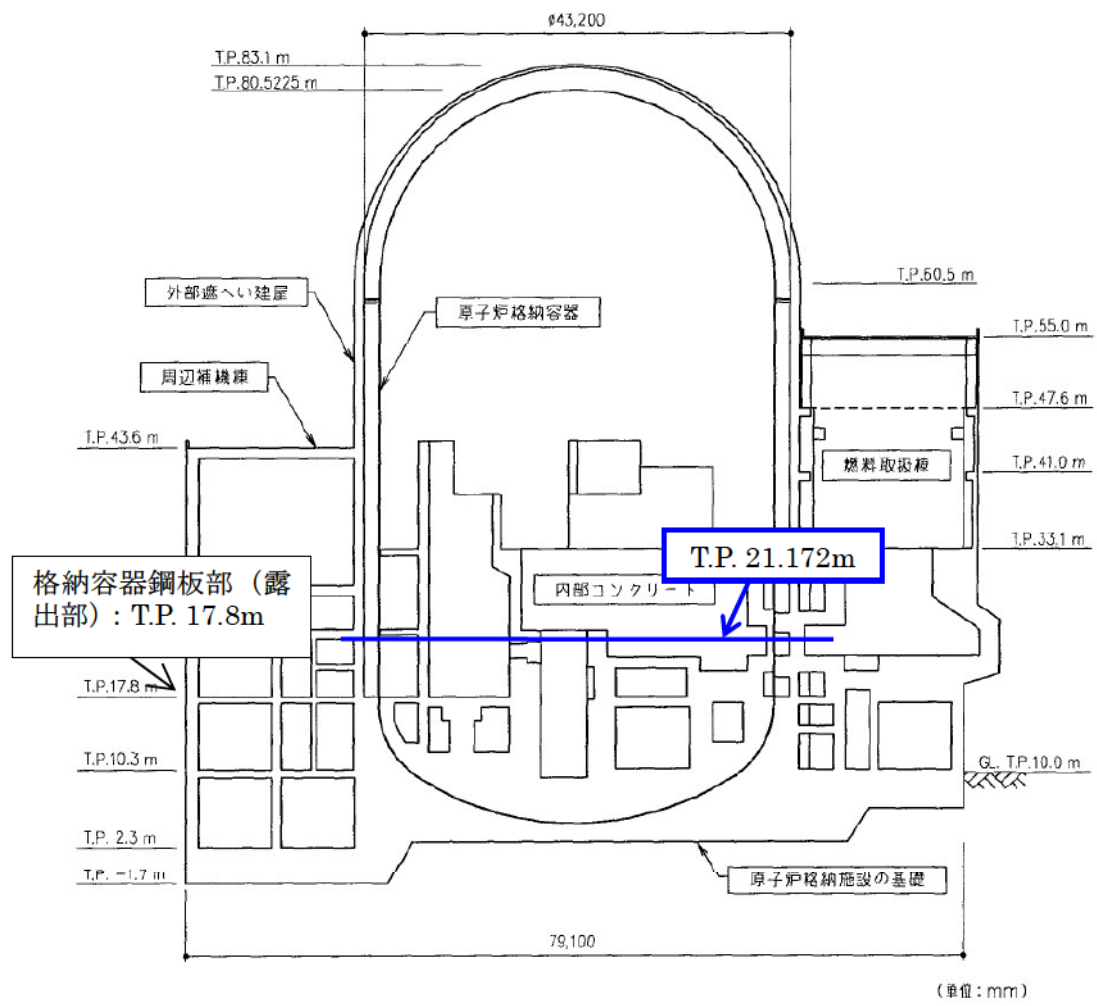


図2 原子炉格納容器断面図



(2) 格納容器内の水による荷重

格納容器内に溜まった水が、基準地震動  $S_d$  により格納容器脚部へ作用する場合の荷重を検討した。

荷重 ( $F$ ) は、水頭圧 ( $F_g$ ) に加え、円筒容器に水が溜まった状態でスロッシングした場合の荷重 ( $F_{sd}$ ) を算定する。

・算定条件及び検討結果

格納容器内の諸元及び入力条件を表 1 に示す。設計確認用の荷重条件は、保守的に格納容器を矩形として簡略化した形状について、Housner の理論の矩形タンクの式により算出する。Housner の理論式については添付に示す。

なお、水深については再下階の床面 (T.P. 17.8m) から T.P. 21.172m まで水が満ちているものと考えて評価を実施する。実際は内部コンクリートによる障害物があるため、動圧は低減されるものと考えられるが、保守的に無いものとして算定した。算定結果を図 4 に示す。

表 1 容器諸元及び入力条件

水深 (m)	平面形状 (m)	スロッシング周期 (sec)	衝撃圧算定用加速度 ( $m/s^2$ )	揺動圧算定用加速度 ( $m/s^2$ )
3.37	40 (直径)	約 14 秒	3.8 (質点 IC46)	0.98 注

注) 保守的に 5 秒の応答加速度とした

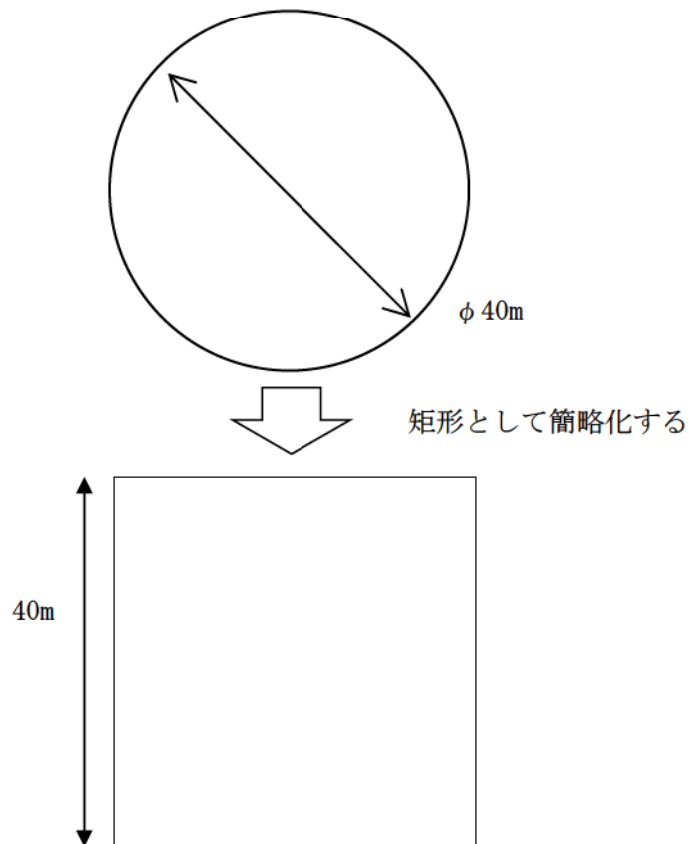


図 3 格納容器内スロッシング荷重算出用概略図

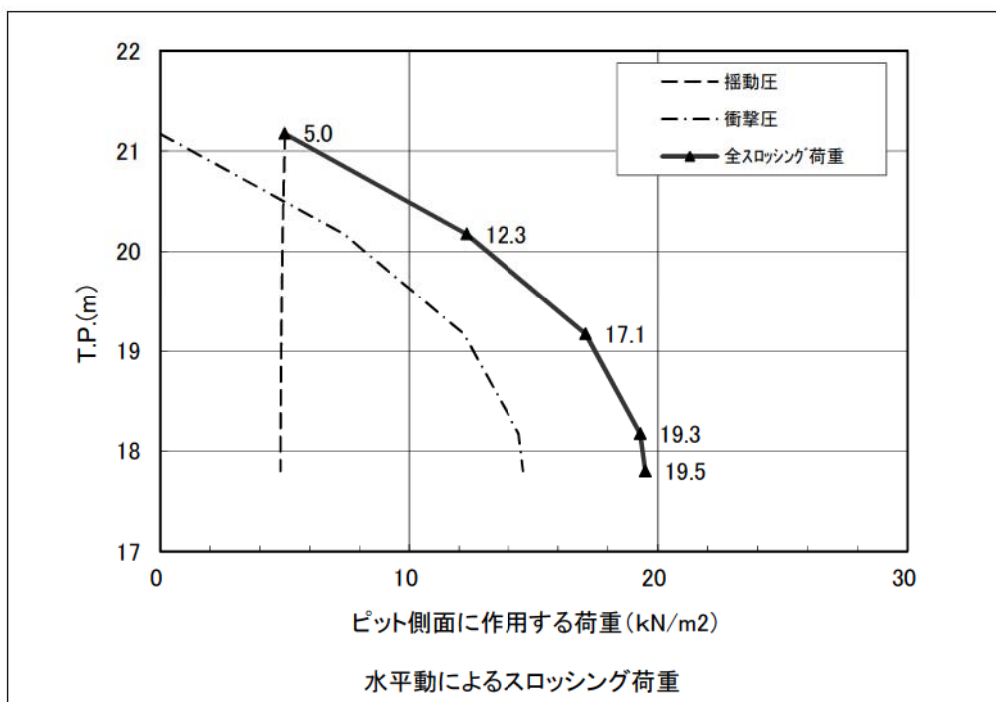


図4 Sd地震動における水平動によるスロッシング荷重

$$F_g = 1 \times 10^3 (\text{kg/m}^3) \times 9.80665 (\text{m/s}^2) \times 3.37 (\text{m}) \approx 0.034 (\text{MPa}) \quad (\text{水頭圧})$$

$$F_{Sd} = 19.5 (\text{kN/m}^2) \approx 0.020 (\text{MPa}) \quad (\text{スロッシング荷重})$$

$$F = F_g + F_{Sd} = 0.054 (\text{MPa})$$

(3) 格納容器本体への影響評価

重大事故後（格納容器内圧  $1P_d:0.283\text{MPa}$  の状態）に格納容器脚部へ作用する（1）に示した荷重に対し、格納容器の応力評価を実施した。

「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601・補-1984）の第2種容器の許容応力状態  $IV_A S$  の値を用いる。算出温度は  $132^\circ\text{C}$ （最高使用温度）とする。概略評価の位置づけとして、評価応力は一次一般膜応力とする。

表2 荷重の組合せ及び応力強さの限界

荷重の組合せ	応力強さの限界（許容応力状態 $IV_A S$ ）	
① 自重（ポーラクレーン重量含む） ② 格納容器内圧（最高使用圧力） ③ 地震荷重（ $S_d$ ） ④ 格納容器内の水による荷重（水頭圧+地震時）	温度 ( $^\circ\text{C}$ )	一次一般膜 応力強さ ( $\text{MPa}$ )
		$S_y$
	132	234 <sup>*</sup>

※設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）による。

表3に示すとおり、発生する応力強さは基準値を満足する。

表 3 応力強さの評価結果

地震ケース	自重+CV内圧 <sup>注1)</sup>			地震 <sup>注2)</sup>			水圧(地震分含む) <sup>注3)</sup> 注4)			合計		
	一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ			一次一般膜応力強さ		
	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$	$\sigma_x - \sigma_y$	$\sigma_y - \sigma_z$	$\sigma_z - \sigma_x$
S <sub>d</sub>	-69.3	127.6	-58.3	-30.4	0	30.4	-24.4	24.4	0	-125	152	-28
応力強さの限界												S <sub>y</sub> = 234

注 1) CV内圧は最高使用圧力としている。

注 2) 金ヶ崎の S<sub>d</sub> 地震動による結果

注 3) S<sub>d</sub> 地震水平動により CV 脚部(T.P. 17.8m)のスロッシング荷重が、冠水深さに一様に作用するとして応力を算出。

注 4) 水圧により生じる応力各成分は次の通り。  $\sigma_x = -0.1\text{MPa}$ ,  $\sigma_y = 24.3\text{MPa}$ ,  $\sigma_z = -0.1\text{MPa}$

## 添付

### 1. 動水圧算出式

動水圧の算出には、Housner の矩形タンクの式を用いる。本計算式は動水圧を衝撃圧 (Impulsive Pressure) と揺動圧 (Convective Pressure) に分けて求める。以下に計算式を示す。

#### (1) 衝撃圧 (Impulsive Pressure)

自由水と固定水に分けて計算を行う。(ただし、 $h < 1.5L$  の場合は全て自由水として計算を行う。)

##### (i) 自由水 ( $y < 1.5L$ )

$$P_I = \gamma A_0 h \sqrt{3} \left\{ \frac{y}{h} - \frac{1}{2} \left( \frac{y}{h} \right)^2 \right\} \tanh \left( \frac{\sqrt{3}L}{h} \right) \quad (1)$$

##### (ii) 固定水 ( $1.5L \leq y \leq h$ )

$$P_I = \gamma A_0 L \quad (2)$$

$P_I$  : 衝撃圧 (Impulsive Pressure) [ $\text{N}/\text{m}^2$ ]

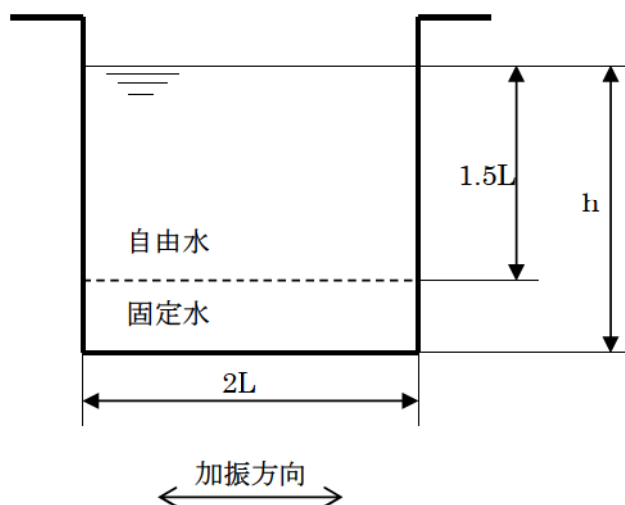
$\gamma$  : 液体 (水) の比重量 [ $\text{kg}/\text{m}^3$ ]

$A_0$  : 入力 (床) 加速度 [ $\text{m}/\text{s}^2$ ]

$h$  : 水深 [m] ( $h > 1.5L$  の細長いピットの場合  $h = 1.5L$ )

$y$  : 水面からの深さ [m]

$L$  : ピットの加震方向の長さの  $1/2$  [m]



(2) 揺動圧 (Convective Pressure)

揺動圧の計算は、h の値にかかわらず“全深さ”を基として計算を行う。

$$P_c = \gamma \frac{L^2}{3} \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{\cosh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h-y}{L}\right)}{\sinh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right)} \omega^2 \theta_h \sin(\omega t) \quad (3)$$

$$\omega^2 = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{g}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (4)$$

$$\theta_h = \sqrt{\frac{5}{2}} \frac{S_D}{L} \tanh\left(\sqrt{\frac{5}{2}} \frac{h}{L}\right) \quad (5)$$

$P_c$  : 揺動圧 (Convective Pressure) [N/m<sup>2</sup>]

$\omega$  : ピット水の固有円振動数 [rad/s]

$\theta_h$  : ピット水の自由振角度 [—]

$S_D$  :  $\omega$  における変位応答スペクトル値 [m]

cf.  $S_D \doteq S_V / \omega \doteq S_A / \omega^2$

$S_V$  : 速度応答スペクトル値 [m/s]

$S_A$  : 加速度応答スペクトル値 [m/s<sup>2</sup>]

### 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について

原子炉格納容器冠水操作を含む溶融炉心の冷却手段のうちからいずれかを選択する際には、溶融炉心の状態、原子炉容器破損の有無及び操作実施時に予想される「負の影響」が主な判断材料となる。

ここではそれらに着目して、泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則に基づく影響緩和操作選択の考え方について別紙のとおり整理した。

考え方は別紙のとおりであるが、実際に炉心損傷度合、崩壊炉心の位置、冷却状態及び影響緩和操作に伴う負の影響等を精度良く把握することは困難であり、原子力災害対策本部は限られた情報を元に総合的な検討を行い、時間の制約下で事象の局面に応じた手段を選択することになる。

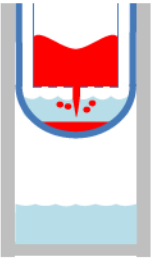
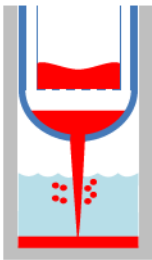
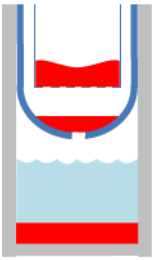
これらの判断能力を高めるためには、原子力災害対策本部要員の力量を向上させることが有効であることから、シビアアクシデントに関する教育・訓練を充実させていくこととする。

以 上

## 炉心損傷後の操作の判断について

## 1. 炉心損傷後の原子炉の挙動

炉心損傷後の事象進展と事象把握のための判断材料は下表のとおり整理した。

事象	事象進展の内容及びその判断材料
炉心損傷	(判断基準) <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心出口温度：350℃</li> <li>格納容器内エリアモニタ：<math>1 \times 10^5 \text{mSv/h}</math></li> </ul>
下部プレナムへの 溶融落下 	溶融炉心が落下し、下部プレナムの冷却水と反応する。1次系に破損口がある場合は、発生した蒸気が原子炉格納容器の圧力上昇に寄与する。また、1次系に破損口がない場合(1次系圧力が高い事象)は、発生蒸気により1次冷却材圧力が上昇する。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器圧力の上昇(1次系の破損口がある場合)</li> <li>1次冷却材圧力の上昇(1次系の破損口がない場合)</li> </ul> <b>【参考】</b> 1次系の破損口がない過温破損シーケンスの解析結果では、1次冷却材圧力が約10MPa程度一時的に上昇。
原子炉容器破損及び下部キャビティへの溶融落下 	原子炉容器が破損し、破損口から水素及び水蒸気が放出するとともに、溶融炉心がキャビティ水中に溶融落下することでキャビティ水の沸騰が生じる。また、1次系に破断口がない場合は、原子炉容器破損後、1次冷却材圧力が急激に低下する。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器圧力・温度上昇</li> <li>水素濃度の上昇</li> <li>1次冷却材圧力急減(1次系の破損口がない場合)</li> </ul> <b>【参考】</b> 1次系の破損口がない過温破損シーケンスの解析結果では、原子炉容器破損後1次冷却材圧力が約1.4MPaから約0.3MPaまで低下。
炉心部に大量の溶融炉心が残存 	大量の溶融炉心が原子炉格納容器を過熱蒸気雰囲気にし、格納容器再循環ユニットの除熱性能を低下させる可能性がある。 (判断材料) <ul style="list-style-type: none"> <li>事象発生後に炉心注水を行った場合は、炉心部に溶融炉心が残存している可能性がある。</li> <li>原子炉格納容器圧力と温度から過熱状態を確認</li> <li>(原子炉格納容器圧力が測定できない場合)原子炉格納容器内温度が約160℃(2Pdの飽和蒸気温度)を超過</li> <li>(原子炉格納容器圧力・温度が測定不可の場合)格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差が有意に低下<sup>※</sup></li> </ul>

※ 「格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差」

格納容器再循環ユニットは、過熱蒸気雰囲気では除熱性能が低下することが考えられる。格納容器再循環ユニットの除熱性能は130℃の飽和蒸気条件下において、約5.5MW/台であるため、冷却水流量82m<sup>3</sup>/h/台及び比熱1cal/cm<sup>3</sup>/℃とすると、冷却水出入口温度差は約60℃となる。

$$5.5\text{MW/台} \div 82\text{m}^3/\text{h/台} \div 1\text{cal}/\text{cm}^3/\text{℃} = \text{約}60\text{℃}$$



## 2. 溶融炉心の冷却手段と操作実施の判断材料

### (1) 炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水の考え方

炉心損傷後は事故時影響の緩和、すなわち、周辺環境へのFP放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持することが最も重要であるため、炉心注水よりも格納容器スプレイを優先して実施する。

一方で、原子炉容器破損前であれば、炉心注水により原子炉容器破損を防止することで、溶融炉心の分散やコンクリート侵食の発生を未然に防止することができる。

炉心損傷後、原子炉容器破損前における炉心注水についての判断は以下のとおりである。

操作内容	正の効果と負の影響	判断基準
炉心損傷後、原子炉容器破損前の炉心注水  (通常、低温配管からの注入となるが、原子炉容器破損後であれば低温側配管からの注入水は、炉心部をバイパスすることが考えられるため、高温側配管から注入する等の措置を検討する)	[正]溶融炉心の冷却 [正]蒸気発生抑制による格納容器減温・減圧 [負]急速蒸気生成による格納容器圧カスパイク [負]水素生成 [負]炉心注水が途中で停止した場合、その後に大量のデブリが残存する可能性あり	著しい炉心損傷 <sup>※1</sup> に至っていない場合は、解析結果から原子炉容器破損防止に成功する可能性が高いため、格納容器スプレイに支障を与えない <sup>※2</sup> ことを確認した上で炉心注水を行う。  著しい炉心損傷に至っている場合は、事象進展を把握しながら、正負の影響を考慮した総合的な判断のもとに炉心注水の是非を決定する。

※1 解析結果をもとに炉心損傷後1時間を「著しい炉心損傷」を判断する目安としている。(今回の有効性評価において最も事象進展の早い格納容器過圧破損シーケンスでは、事象発生後約19分で炉心溶融し、その後約1時間で原子炉容器破損に至る。)ただし、事象進展が遅く、炉心損傷後1時間以上経過しても下部プレナム部への溶融落下が発生していないと考えられる場合は「著しい損傷」に至っていないと考えられる。

※2 代替格納容器スプレイポンプの水源は格納容器スプレイと同じ燃料取替用水ピットであるため、炉心注水を行う場合には、燃料取替用水ピットの残量、補給水量及びポンプの切り替え時間を考慮して、炉心注水を判断することとなる。

(2) 原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水及び炉心注水の考え方

原子炉格納容器への注入制限量に達し、格納容器スプレイ等を停止した後、格納容器再循環ユニットによる冷却によっても、原子炉格納容器が過熱状態であると判断される場合正の効果と負の影響を考慮した総合的な判断のもと、原子炉格納容器への注水又は炉心注水の是非を決定することとなる。

操作内容	正の効果と負の影響	判断基準
①原子炉容器破損後の原子炉格納容器への注水	[正] 熔融炉心の冷却 [正] 格納容器過熱抑制による格納容器減温・減圧 [負] 急速蒸気生成による格納容器圧力スパイク [負] 水素生成 [負] 再臨界 [負] 水没による設備影響	事象発生後に炉心注水を行った場合は、炉心部に熔融炉心が残存している可能性があることを念頭に、以下の様な原子炉格納容器が過熱状態であることを判断し、正の効果と負の影響を考慮した総合的な判断をもとに実施する。 <原子炉格納容器過熱状態の判断> ・原子炉格納容器内圧力と温度から過熱状態を確認 ・(原子炉格納容器内圧力が測定できない場合)原子炉格納容器内温度が約160℃(2Pdの飽和蒸気温度)を超過 ・(原子炉格納容器内圧力・温度が測定不可の場合)格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差が有意に低下
②原子炉容器破損後の炉心注水		①の原子炉格納容器内への注水操作を実施したとしても原子炉格納容器が過熱状態にある場合は原子炉容器が破損していない場合又は破損口が閉塞している場合が想定される。この場合においても同様に正負の影響を考慮した総合的な判断をもとに実施する。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	
	燃料棒内温度変化		○TMI事故解析における炉心ヒーティング時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 ○炉心ヒーティング速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な激しい振り幅であるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響確認。 ・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は約14分早まる	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る再現性が確認されており、炉心ヒーティングアツプモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒーティングアツプに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒーティングアツプする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の10分後に開始するものとして加圧器迷がし弁による1次系強制減圧操作及び炉心溶融開始の30分後に開始するものとして代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る再現性が確認されており、炉心ヒーティングアツプモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒーティングアツプに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約14分早まるが、炉心溶融開始から原子炉容器破損まで約5時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)				
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒーティングアツプ)				
	燃料被覆管変形					
1次冷却系	沸騰・ポイド率変化 気液分離・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、解析コードにおける炉心水位計算に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	構造材との熱伝達	1次系モデル (1次系破損モデル)	-	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードにおける熱伝達及びクリープ破損に関するモデルは、いずれも工学分野で広く使用されていることから、不確かさを考慮する必要はなく、評価項目となるパラメータへの影響はない。	
	蓄圧タンク注入	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次系モデル (加圧器モデル)	TMI事故解析より、Henry-Fauskeモデルを用いた加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価。	加圧器における冷却材放出に係る1次系モデル(加圧器モデル)は、加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価し、不確かさは小さいことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	加圧器における冷却材放出に係る1次系モデル(加圧器モデル)は、加圧器逃がし弁による放出流量を適正に評価し、不確かさは小さいことから、解析コードの不確かさが有効性評価の結果に与える影響はない。	
	蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	MB-2実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コアブス水位はほぼ適正に評価し、2次系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側水位変化・ドライアウトに係る蒸気発生器モデルは、MB-2実験解析の検証から、ダウンカマ水位、伝熱部コアブス水位をほぼ適正に評価し、2次系からの液相放出はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
		冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価し、液相放出がある場合、過大評価する傾向があることを確認。		
		2次側水位変化・ドライアウト		MB-2実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コアブス水位をほぼ適正に評価。液相放出がある場合、伝熱部コアブス水位を低めに評価。		
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	○HDR実験解析及びCSTF実験解析より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR実験は、縦長原子炉格納容器と高い位置での蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝達に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝達に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の検証結果から、原子炉格納容器圧力については約1割高く、原子炉格納容器雰囲気温度については十数℃高く評価する可能性があるが、その場合、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	
			スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	再循環ユニットモデル	再循環ユニットモデル	・格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ・水素が存在する場合は、除熱能力を過大評価する。ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、原子炉格納容器圧力を0.01MPa、温度を2℃未満の範囲で高めに評価。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
				原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致することを確認。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPで得られた水素発生量の変化を全炉心内の75%が反応するように補正して評価していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約26分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点とすする運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目とし「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉容器破損時点と原子炉下部キヤビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	1次系内PP挙動	核分裂生成物 挙動モデル	PHIBIS-PP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のPP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模倣によるものであり、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考えられる。	炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルは、PHIBIS-PP実験解析において、燃料破損後のPP放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることとが確認されているが、実験の小規模な炉心体系の模倣によるものであり、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考えられる。したがって、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉容器における1次系内PP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルは、PHIBIS-PP実験解析において燃料破損後のPP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なPP放出割合は同程度となった。また、PP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量にベースケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)		原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、 「Ricou-Spalding のエントレインメント係 数」「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破 損口径」に関して格納容器破砕防止の「原 子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作 用」の事象をベースとする感度解析を行い、 原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイ クの感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に対する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料—冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	溶融炉心と原子炉下 部キャビティ水の伝 熱	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビ ティでの溶融炉心挙 動)	○ACE及びSURC実験解析より、溶融 炉心状態が既知である場合の溶融炉 心とコンクリートの伝熱及びそれに伴う コンクリート侵食挙動について妥当に評 価できることを確認。 ○MCCI現象の不確かさ要因として以下 を抽出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spalding のエントレインメント 係数 ・溶融炉心の拡がり面積 ・水—溶融炉心間の熱伝達係数	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認されていること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	感度解析より、原子炉下部キャビティ水深等のコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認されているが、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響はないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	溶融炉心とコンク リートの伝熱				
	コンクリート分解及 び非凝縮性ガス発生				
原子炉格納容器内 FP 挙動		核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCVE 実験解析により、原子炉格納容器内 のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価で きることを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係る核分裂挙動モデルは、ABCVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できること、また、左記の重要現象を起点に操作開始する運転員等操作は、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 挙動に係る核分裂挙動モデルは、ABCVE 実験解析において、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/3)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652 MWt) × 1.02	100% (2, 652 MWt)	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きくいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心溶融時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、崩壊熱及び炉心保有熱の減少により炉心溶融開始を起点とする加圧器述がし弁開放操作及び代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	15.41MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いて初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いて初期の1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6±2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いて初期の1次冷却材温度が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイ再開操作の開始が遅くなる。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いて初期の1次冷却材温度が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。よって、最確条件を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装備した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。	最確条件の炉心崩壊熱より小さいため、炉心溶融開始が遅くなり、炉心溶融開始を起点とする加圧器述がし弁による代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、最確条件の炉心崩壊熱より小さいため、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、最確条件のヒートシンクより大きい場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きい場合、原子炉格納容器発熱温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、最確条件のヒートシンクより大きい場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きい場合、原子炉格納容器発熱温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	
蒸気発生器2次側保水水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保水水量の設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、現象進展に影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m³	66,000m³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きい場合、原子炉格納容器圧力上昇が遅くなり、原子炉格納容器圧力を起点とする代替格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きい場合、原子炉格納容器発熱温度の上昇が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	設計値	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	最確条件の原子炉格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。	最確条件の原子炉格納容器スプレイの再開操作の開始が遅くなる。



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2 / 3)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失	起因事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>補助給水機能喪失</li> <li>原子炉補機冷却水喪失</li> </ul>	原子炉格納容器へ注水されず過熱に至る観点で外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び補助給水機能の喪失を設定。代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から原子炉補機冷却機能の喪失を設定。		
事故条件	RCPからの漏えい率 (初期)	約 1.5m <sup>3</sup> /h (1台当たり) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率が多くなるが、1次系からの漏えいがRCP シール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCP シール部からの漏えい率の差から漏えい量も十分小さい。よって、炉心溶融開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響はほとんどない。	最確条件をわずかに上回る漏えい率を用いることで初期の漏えい率が多くなるが、1次系からの漏えいがRCP シール部のみとなるのは、事故発生から加圧器安全弁が作動する約1時間までの間であり、RCP シール部からの漏えい率の差も小さい。よって、炉心溶融開始等事象進展に与える影響も十分小さいと考えられることから、運転員等操作時間に与える影響はほとんどない。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3 / 3)

項目	解析条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8 秒)	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8 秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して、非常用炉心冷却設備作動時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	4.0MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	炉心への注入のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件で設定している保持圧力より高いため、蓄圧注入の開始が早くなるが、炉心溶融は蓄圧注入の前に発生していること、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであることから、炉心溶融開始又は原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉格納容器内温度の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入タイミングが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1 基当たり) (最小保有水量)	約 30.0m <sup>3</sup> (1 基当たり) (通常運転時管理値中央)	最小の保有水量を設定。	最確条件の蓄圧タンク保有水量を用いた場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、蓄圧注入量が多くなるが、運転員操作の起点とする炉心溶融は蓄圧注入の前に発生しており、原子炉格納容器内温度の最高値は約 45 時間後であることから、蓄圧注入量が運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉格納容器温度の最高値は約 45 時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	95t/h (1 個当たり) (2 個)	加圧器逃がし弁の設計値を設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
代替格納容器スプレイポンプによる流量	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基あたりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 3.6MW～約 6.5MW)	2 基 1 基あたりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 4.4MW～約 7.6MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、格納容器内容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内には水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確条件とした場合の感度を実施した結果、事象発生後の 24 時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対して余裕が大きくなることを確認した。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるよう、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩くなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩やかされ、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータと与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ			条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等	解析条件 (操作条件を除く) の不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響				
加圧器逃がし弁開操作開始	解析上の操作開始時間から10分後	炉心崩壊熱等の不確かさにより操作開始時間が遅くなる。	解析コードの不確かさによる影響はない。	運転員等操作時間として、加圧器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。	加圧器逃がし弁の開操作は、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	加圧器逃がし弁の開操作は、炉心崩壊熱等の不確かさにより、炉心溶融開始が遅くなることで、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	(添付資料 7.2.1.2.6)
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から30分後 (事象発生から49分後)	炉心崩壊熱等の不確かさにより操作開始時間が遅くなる。	解析コードの不確かさによる影響はない。	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	代替格納容器スプレイの開始操作は、現地で操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	代替格納容器スプレイの開始操作は、炉心崩壊熱等の不確かさにより、炉心溶融開始が遅くなることで、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	-
代替格納容器スプレイ再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達から30分後	炉心崩壊熱等の不確かさにより操作開始時間が遅くなる。	原子炉格納容器における区画間の流動及び構造材との熱伝達の不確かさにより操作開始が遅くなる。	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	代替格納容器スプレイの停止及び再開操作は、代替格納容器スプレイ開始操作と同一の運転員等による操作であり、事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に再開する代替格納容器スプレイの再開操作は、炉心崩壊熱等の不確かさにより、原子炉格納容器圧力の上昇が遅くなることで、炉心崩壊熱の減少により、本操作開始の起点となる原子炉格納容器圧力は同一であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	-

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、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 (2/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ			条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等	解析条件 (操作条件を除く) の不確かさ	解析コードの不確かさ				
	解析上の操作開始時間	解析条件 (操作条件を除く) の不確かさ	解析コードの不確かさ				
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始 操作条件	事象発生から24時間後 操作開始時間 22時間35分後	パラメータを起点に開始する操作ではないことからの影響はない。	パラメータを起点に開始する操作ではないことからの影響はない。	格納容器内自然対流冷却の開始に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を想定して設定。	格納容器内自然対流冷却の開始は、現地操作等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	格納容器内自然対流冷却の開始は、原子炉格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生による約4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性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。	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始時間は、事象発生から24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要はない。原子炉格納容器の注水量が6,100m <sup>3</sup> 以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m <sup>3</sup> に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、20時間以上の操作時間余裕があることを確認した。

水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

評価事故シーケンス【外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故】

1. 水源に関する評価（原子炉格納容器注水）

○水源

燃料取替用水ピット：1,700m<sup>3</sup>（有効水量）

○水使用パターン

代替格納容器スプレイポンプ：140m<sup>3</sup>/h 事故後 3.6 時間以降運転

○時間評価

< 枯渇時間 >

燃料取替用水ピット水量 1,700m<sup>3</sup> ÷ 代替格納容器スプレイ流量 140m<sup>3</sup>/h  
+ 3.6 時間 = 約 15.7 時間

< 補給可能時間 >

可搬型大型送水ポンプ車による補給可能開始時間：事象発生後の 14.2 時間

○水源評価結果

燃料取替用水ピットが枯渇する前までに可搬型大型送水ポンプ車による海水補給が可能のため、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

## 2. 燃料消費に関する評価

燃料種別		軽油
時系列	事象発生直後～7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動。 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 411 l/h (定格負荷) × 2 台 × 24h × 7 日間 = 約 138.1kℓ
	事象発生直後～7日間 (=168h)	緊急時対策所用発電機 (指揮所用及び待機所用各 1 台の計 2 台) 起動 (保守的に事象発生後すぐの起動を想定) 燃費約 (24.4ℓ/h × 1台 + 19.3ℓ/h × 1台) (定格負荷) × 24h × 7 日間 = 7,342 ℓ = 約 7.4kℓ
	事象発生 22.6h 後～7日間 (=145.4h) <格納容器内自然対流冷却>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72 ℓ/h (最大負荷) × 1 台 × 145.4h = 約 10.5kℓ
	事象発生 14.2h 後～7日間 (=153.8h) <使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの注水>	可搬型大型送水ポンプ車起動。 燃費約 72 ℓ/h (最大負荷) × 1 台 × 153.8h = 約 11.1kℓ
	合計	7 日間で消費する軽油量の合計 約 167.1kℓ
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量 (540kℓ) にて供給可能	

### 3. 電源に関する評価

負荷リスト 代替非常用発電機 (1,725kVA × 2台 (給電容量: 2,760kW))

主要機器名称	容量 (kVA/kW)
充電器 (A, B)	131/113
計装用電源 (安全系) (A, B, C, D)	131/113 充電器 A を含む(27/22) 充電器 B を含む(27/22) 充電器 A を含む(27/22) 充電器 B を含む(27/22)
代替格納容器スプレイポンプ	209/200
アニュラス空気浄化ファン	45/39
中央制御室給気ファン	27/21
中央制御室循環ファン	15/13
中央制御室非常用循環ファン	6/5
中央制御室照明等	23/23
中央制御室非常用循環フィル タ用電気ヒータ	13/13
合計 (kVA/kW)	600/540

主要負荷リスト

