

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE721P 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

7.2.1.1 格納容器過圧破損

令和4年8月
北海道電力株式会社



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

目次

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

添付資料 目次

- 添付資料7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料7.2.1.1.4 MAAP コードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料7.2.1.1.6 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（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
- 添付資料7.2.1.1.7 Cs-137 の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料7.2.1.1.14 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7.2.1.1.15 Cs-137 放出量評価の評価期間について
- 添付資料7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉

格納容器圧力及び温度への影響について

添付資料7.2.1.1.19 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について

添付資料7.2.1.1.20 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水素濃度に対する影響について

添付資料7.2.1.1.21 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時間の感度解析について

添付資料7.2.1.1.22 格納容器過圧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7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

添付資料7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

7.2 重大事故

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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（格納容器過圧破損）」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次冷却材及び溶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，原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し，原子炉格納容器の過圧破損に至る。

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，原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより，原子炉格納容器の破損を防止する。また，溶融炉心・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溶融炉心を冷却することに

より，原子炉格納容器の破損を防止する。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（格納容器過圧破損）」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，並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

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7.2.1.1.1図に，対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。

本格納容器破損モードのうち，「7.2.1.1.2(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7.2.1.1.3図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、15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・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。

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°C 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°C以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10^5 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°C以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10^5 mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。

（添付資料7.2.1.1.1）

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。

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熔融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレ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（窒素ボンベ接続）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。

7.2.1.1.2 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、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、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、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このPDSには、以下の事故シーケンスが想定される。

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

スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断規模が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

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

さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧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

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達
- ・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
- ・スプレイ冷却
- ・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。

なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

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

(2) 有効性評価（事象進展解析）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7.2.1.1.2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7.2.1.1.6)

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子

炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(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) 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、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生の60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m³/hの流量で注水するものとする。

(b) 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、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量とする。

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）

29.0m³（1基当たり）

(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 $140\text{m}^3/\text{h}$ 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「(4) 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) 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、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生24時間後に停止するものとする。

(b) 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24時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件

a. 事象発生直前まで、ウラン炉心にて定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、

燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(添付資料7.2.1.1.7)

b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記c.項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大气への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。

(添付資料7.2.1.1.8)

c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。

(添付資料7.2.1.1.9, 7.2.1.1.10)

d. 時間経過とともにCs-137の大气への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても確認する。

e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。

(添付資料7.2.1.1.11)

f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として99%とする。

(添付資料7.2.1.1.12)

h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(4) 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7.2.1.1.4図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの推移を第7.2.1.1.5図から第7.2.1.1.7図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.1.8図から第7.2.1.1.12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、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次系保有水量が減少し、事象発生の約19分後に

炉心溶融に至る。

(添付資料7.2.1.1.5)

さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生約49分後に運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ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及び温度の上昇を抑制する。

その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生約2.8時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる

(添付資料7.2.1.1.13)

また、事象発生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することで、原子炉格納容器圧力は事象発生約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約49時間後に低下に転じる。

(添付資料7.2.1.1.14)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は第7.2.1.1.8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0.360MPa[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7.2.1.1.9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49時間後に最高値約137℃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。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.13図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約5.1TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを十分下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.14図に示す。

事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の評価を行ったところ、事象発生約30日後（約5.5TBq）及び100日後（約5.5TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。

（添付資料7.2.1.1.15）

1次冷却材圧力は第7.2.1.1.5図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約1.6時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減される。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(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と「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－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」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。

(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7.2.1.1.12図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[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7.2.1.1.8図及び第7.2.1.1.9図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生約49時間後に低下傾向を示し、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。

7.2.1.1.3 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、原子炉格納容器圧力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並びにアンニユラス空気浄化設備の起動操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒート

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

原子炉格納容器における区画間の流動、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。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損が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30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間の流動、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。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。第7.2.1.1.15図及び第7.2.1.1.16図に示すとおり、約18cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生と、これに伴う反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1 vol%程度にとどまる。このため、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℃に対して十分な余裕があり，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7.2.1.1.18）

Cs-137の放出量評価の観点では，原子炉格納容器からの漏えい率について，MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また，ソースタームについては，MAAPの評価結果ではなく，NUREG-1465に基づき設定しているため，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.2.1.1.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等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られとされる炉心崩壊熱，原子炉格納容器自由体積，ヒートシンク，1次冷却材の流出流量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。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心溶融開始が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」におけるExcess LOCAの感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

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、原子炉格納容器の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。

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

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

いずれのケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生の約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.17図から第

7.2.1.1.22図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、熔融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力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ことを確認した。

(添付資料7.2.1.1.19)

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7.2.1.1.23図及び第7.2.1.1.24図に示す。その結果、事象発生の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ため、水素濃度を考慮した場合の感度解析結果を第7.2.1.1.25図及び第7.2.1.1.26図に示す。その結果、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ことを確認した。

(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

代替格納容器スプレイの開始操作は、第7.2.1.1.3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。

格納容器内自然対流冷却の操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、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。

アニュラス空気浄化設備の起動操作は、第7.2.1.1.3図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、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。

(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。また、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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。

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後の約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。

アニュラス空気浄化設備の起動操作が早くなる場合、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(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での操作時間余裕を評価する。

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時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.2.1.1.27図及び第7.2.1.1.28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、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。

（添付資料7.2.1.1.21）

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6,100m³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6,100m³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、17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7.2.1.1.22）

アニュラス空気浄化設備の起動操作の解析上の開始時間は事象発生後の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約5.1TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対する余裕を確保できるため、80分以上の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び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、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

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7.2.1.1.23)

7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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、「7.2.1.1.1(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（格納容器過圧破損）」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1,700m³の使用が可能であることから，事象発生の約49分後から約12.9時間後までのスプレイ継続（140m³/h）が可能である。また，事象発生の11.7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、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続には約138.1kLの軽油が必要となる。

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

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追而理由は省略する。

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、事象発生の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11.7時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.3kL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167.3kL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7.2.1.1.24）

7.2.1.1.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納

容器過圧破損)」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、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の過圧破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプ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（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉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、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、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溶融炉心及び原

子炉格納容器の安定状態を維持できる。

なお、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、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」、溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさ、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、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（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における重大事故等対策について（1/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応 処置	<ul style="list-style-type: none"> ・ LOCA, 過渡事象, 全交流動力電源喪失等が発生し, 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備作動信号, 格納容器スプレ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。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 全交流動力電源喪失 の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源が喪失し, ディーゼル発電機が起動失敗することにより, すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し, 早期の電源回復不能と判断した場合には, 全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機, 代替格納容器スプレイポンプ, 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。 ・ 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し, その後, 代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば, 代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより, 代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。 	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	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7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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"> 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。 	—	—	加圧器水位 1次冷却材圧力（広域） 原子炉格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジェリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジェリアモニタ（低レンジ） 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）
e. 補助給水系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> すべての補助給水流量指示の合計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。 	タービン動補助給水ポンプ 蒸気発生器 補助給水ピット	—	補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 補助給水ピット水位
f. 低圧注入系・高圧注入系の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"> 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。 	【格納容器スプレイポンプ】 【燃料取替用水ピット】	—	高圧注入流量 低圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器内温度
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度指示が350℃到達又は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。 	【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7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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	計装設備
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10⁵mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ 1 × 10⁵mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度（広域－高温側） 1次冷却材温度（広域－低温側） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
j. 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイター温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【格納容器水素イグナイター】 【格納容器水素イグナイター温度】 【原子炉格納容器内水素処理装置】 【原子炉格納容器内水素処理装置温度】 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	—
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するため、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整った次第に、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。 	<ul style="list-style-type: none"> 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 	<ul style="list-style-type: none"> 【可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット】 【可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【可搬型大型送水ポンプ車】 【可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット】 可搬型タンクローリー 	<ul style="list-style-type: none"> 【格納容器内水素濃度】 【アニュラス水素濃度（可搬型）】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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	計装設備
		1.1 次系強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が 2.0MPa [gage] 以上であれば、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペ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。 	【加圧器逃がし弁】
m. 代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 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-1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。 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。 	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 燃料油貯槽 【B-1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	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-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 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 7.2.1.1.1 表 「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」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	計装設備
n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ボンベ接続）及びダンパの自動開操作を行い、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ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	B-アニュラス空気浄化ファン B-アニュラス空気浄化ユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室非常用循環ファン 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	アニュラス全量排気弁操作 用可搬型窒素ガスボンベ 可搬型タンクローリー	—
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系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。 	C, D-格納容器再循環ユニット 【C, D-原子炉補機冷却水ポンプ】 【C, D-原子炉補機冷却水冷却器】 【原子炉補機冷却水サージタンク】 【C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ】 ディーゼル発電機燃料油貯油槽	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー 可搬型温度計測装置 【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】	格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1 / 3）

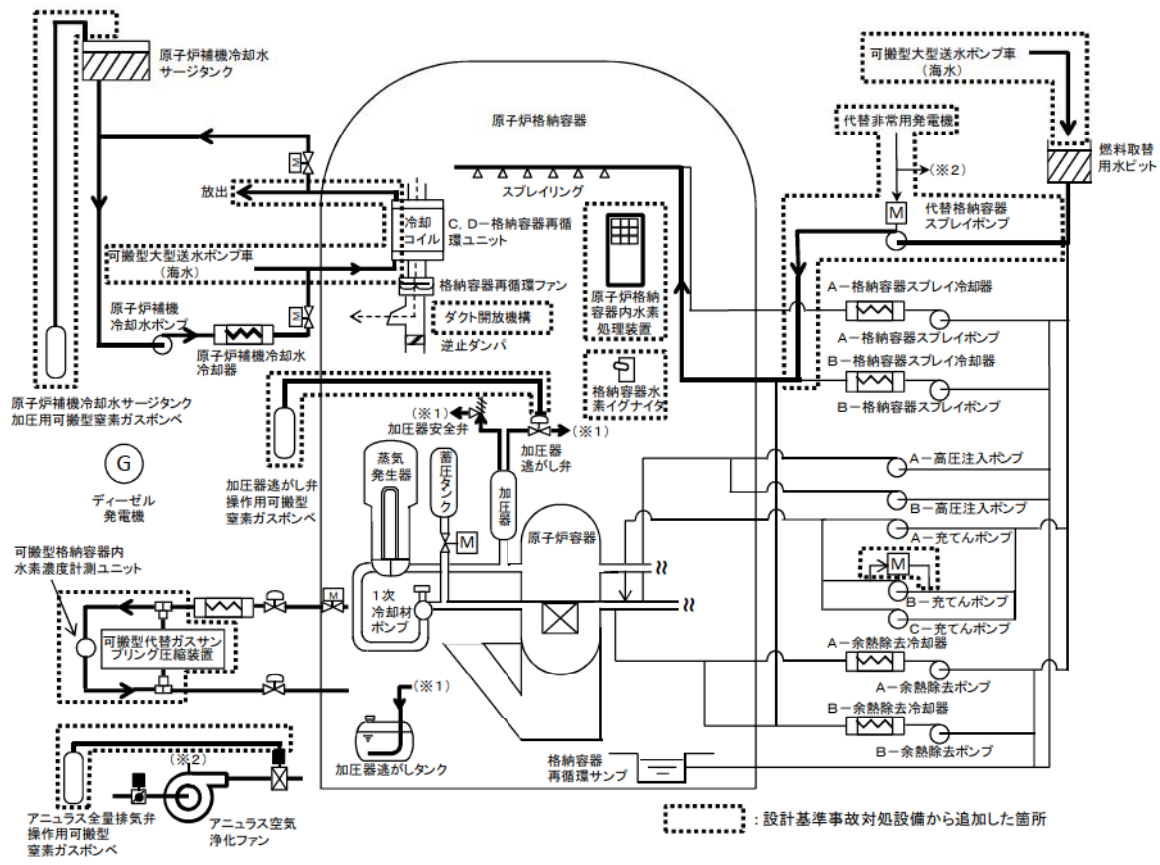
項目		条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。	
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。	
1 次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。1 次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、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°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。	
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。	
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	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 7.2.1.1.2 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2 / 3）

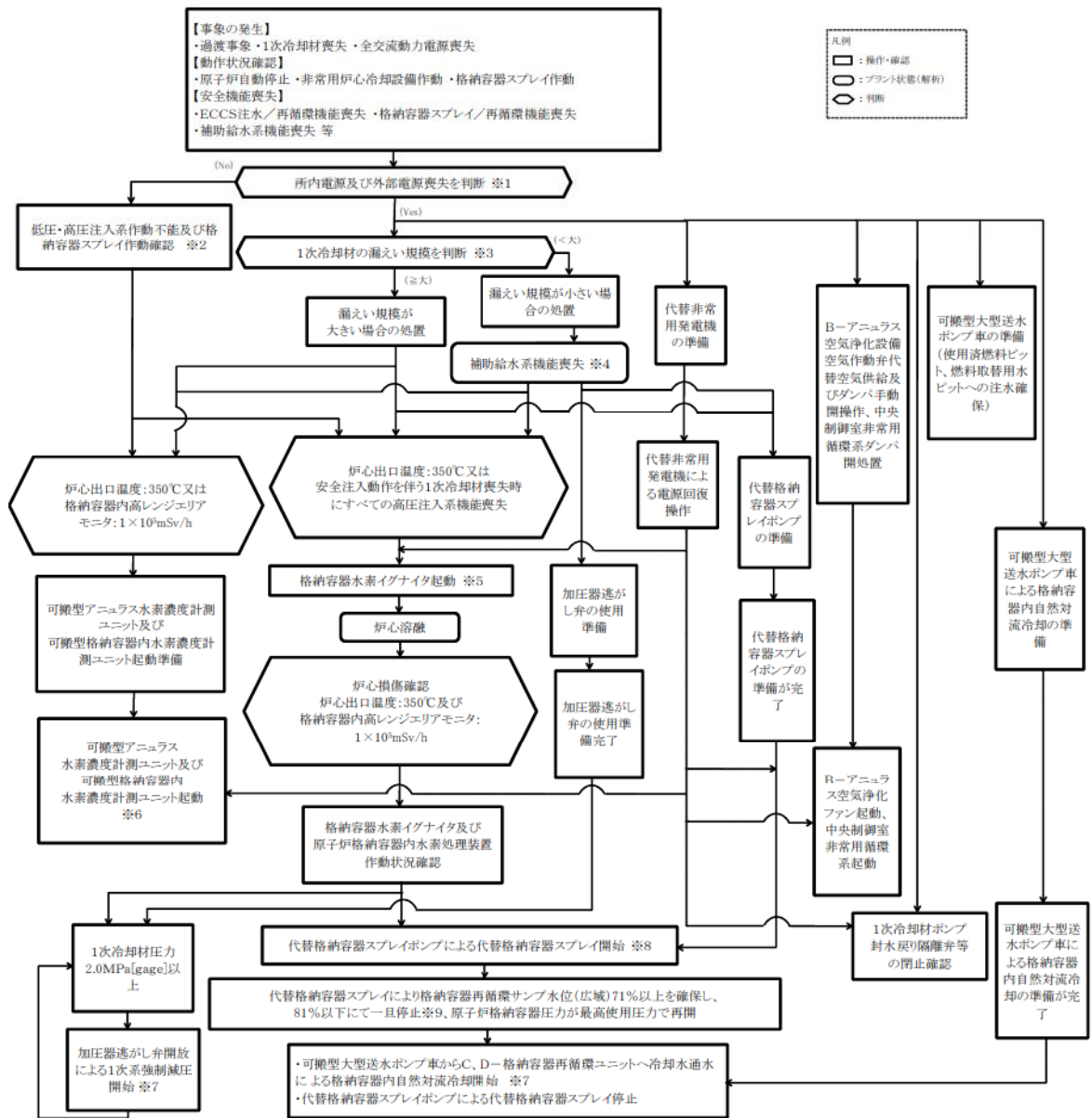
項目		条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。
	外部電源	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時に非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。
	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 7.2.1.1.2 表 「零閉気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（3 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.8 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補助給水 ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くし、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 ³ (1 基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最小保有水量を設定。
代替格納容器スプレイ ポンプによるスプレイ 流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃, 約 3.6MW～約 6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
原子炉格納容器内水素処 理装置及び格納容器水素 イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点が厳しくなるように、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。
代替格納容器スプレイボ ンプによる代替格納容器 スプレイの開始	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。
代替格納容器スプレイボ ンプによる代替格納容器 スプレイの停止	事象発生後の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
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機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		

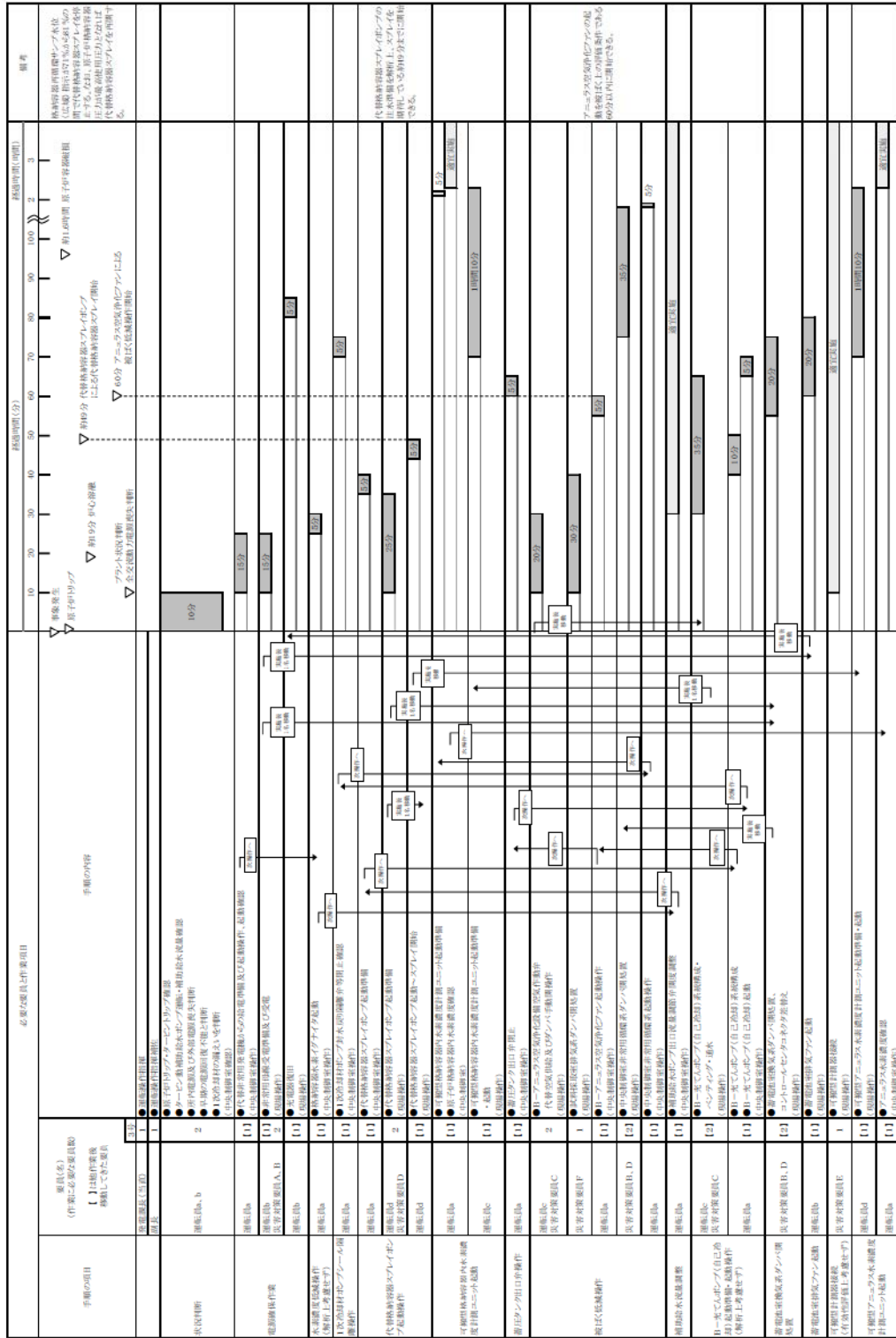


第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の重大事故等対策の概略系統図



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

第 7. 2. 1. 1. 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 (格納容器過圧破損)」の対応手順の概要

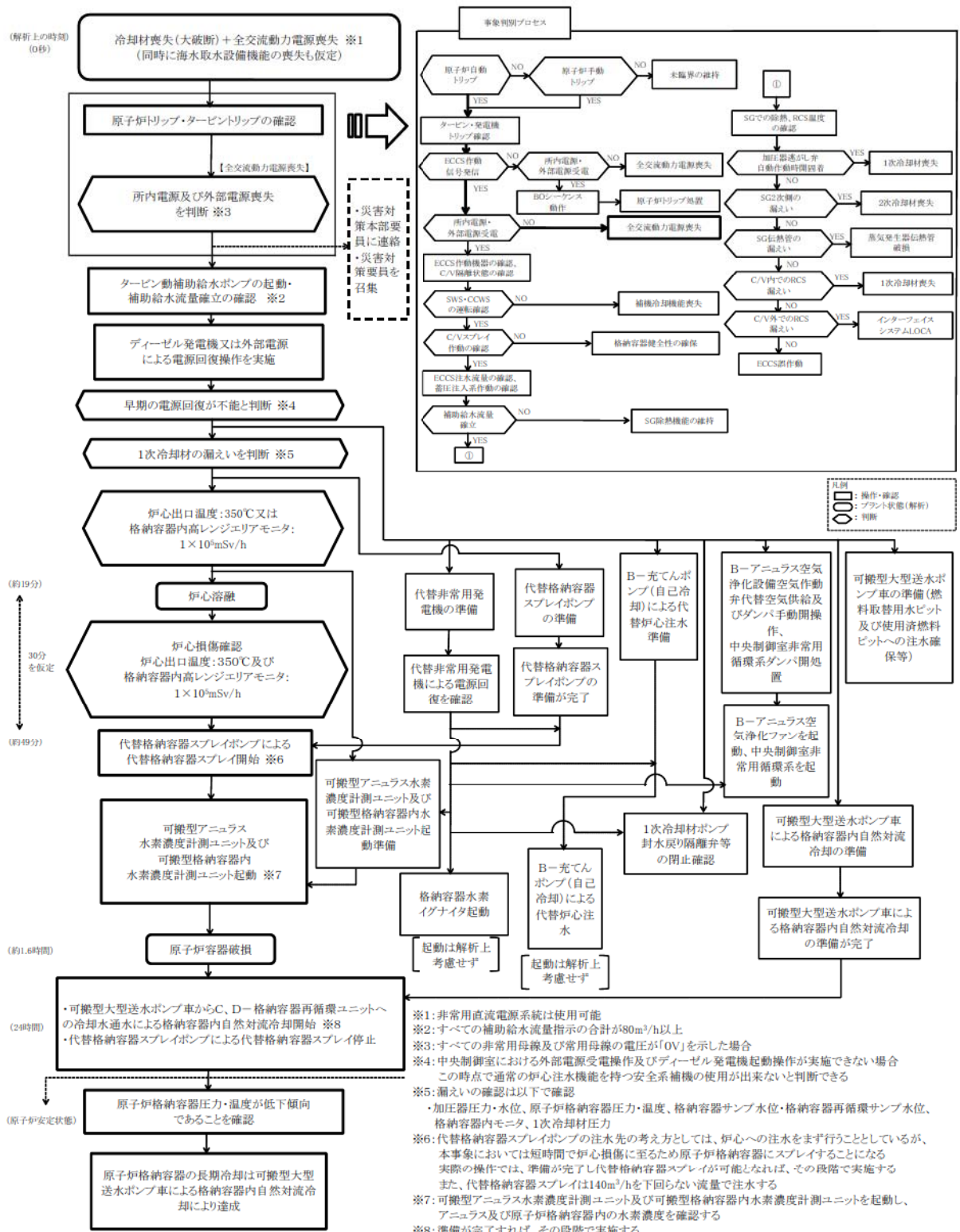


・上記表に加え、及び作業員名に「」で囲まれた作業員は、上記表に加え、上記作業員以外の作業員も参加する。
 ・「」で囲まれた作業員は、上記作業員に加え、上記作業員以外の作業員も参加する。
 ・「」で囲まれた作業員は、上記作業員に加え、上記作業員以外の作業員も参加する。
 ・「」で囲まれた作業員は、上記作業員に加え、上記作業員以外の作業員も参加する。

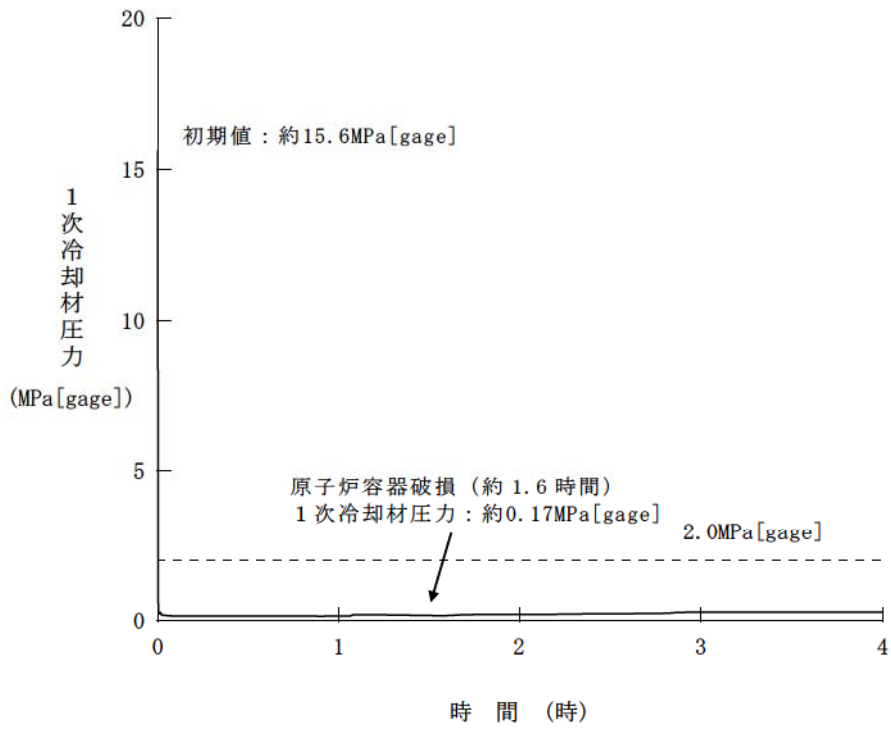
第7.2.1.1.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1 / 2）

手帳の項目	必要な要員と作業項目	手帳の内容	経過時間(時間)		備考
			2	4	
燃料取替用水ピットへの補給(海水)	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員 気密対策要員A、B、C、 運転員b 気密対策要員D*	<p>手帳の内容</p> <p>●可搬型ホース敷設、代替給水・注水装置と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大流量送水ポンプ車の設置、 ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)</p> <p>●燃料取替用水ピット補給系統構成 (現場操作)</p> <p>●可搬型大流量送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給 (現場操作)</p>		<p>燃料取替用水ピットへの補給は燃料取替用水ピットの水が希薄化する時間(約12.9時間)まで対応が可能である。</p> <p>※1: 使用済燃料ピットへの注水準備とは連通の手順のため必要の対応を要する。</p>	
燃料補給	歩集要員 2	<p>●可搬型大流量送水ポンプ車への燃料補給 ●大管非常用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作)</p>	<p>2時間30分</p> <p>1時間10分</p> <p>4時間</p> <p>1時間</p> <p>1時間</p> <p>4時間</p> <p>1時間</p> <p>1時間</p> <p>50分</p> <p>1時間</p> <p>2時間30分</p> <p>1時間10分</p> <p>4時間</p> <p>6時間</p> <p>4時間</p> <p>1時間</p> <p>1時間</p>	<p>使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピットが水面の積層物が(Limey)目立つる約15日を目安まで対応が可能。</p> <p>※2: 燃料取替用水ピットへの補給準備とは連通の手順のため必要の対応を要する。</p>	

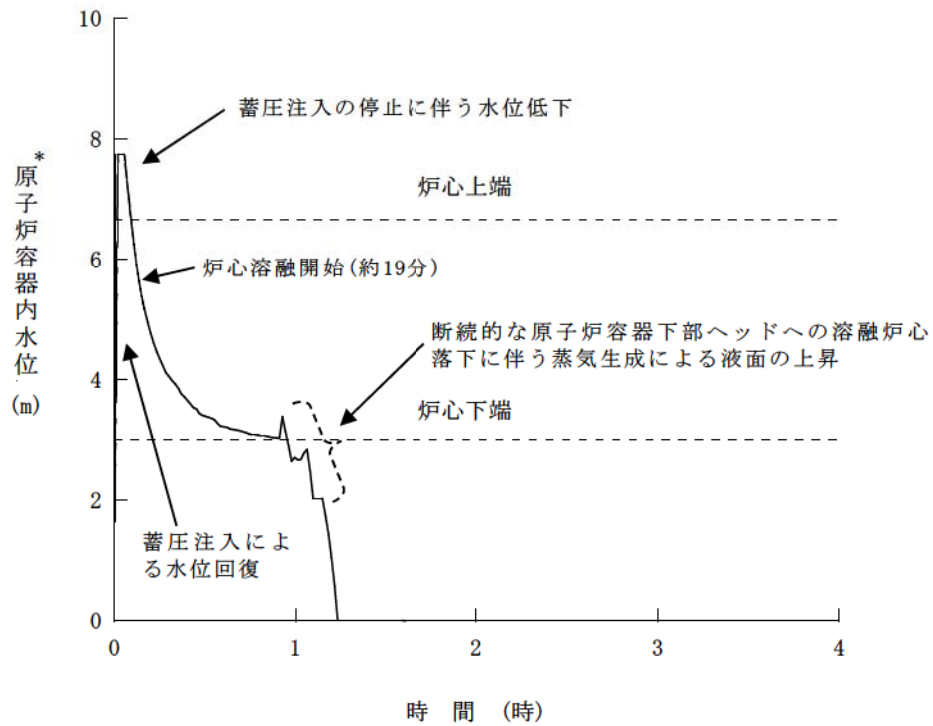
第7.2.1.1.3 図 「零閉気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の作業と所要時間
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)



第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」
の事象進展（対応手順の概要）
（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）

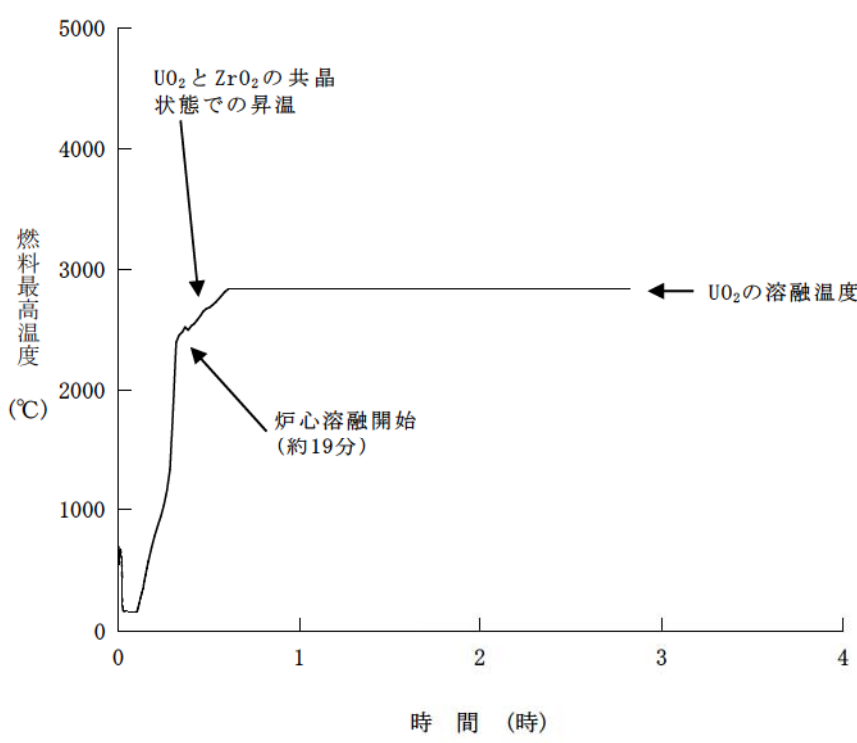


第 7.2.1.1.5 図 1次冷却材圧力の推移

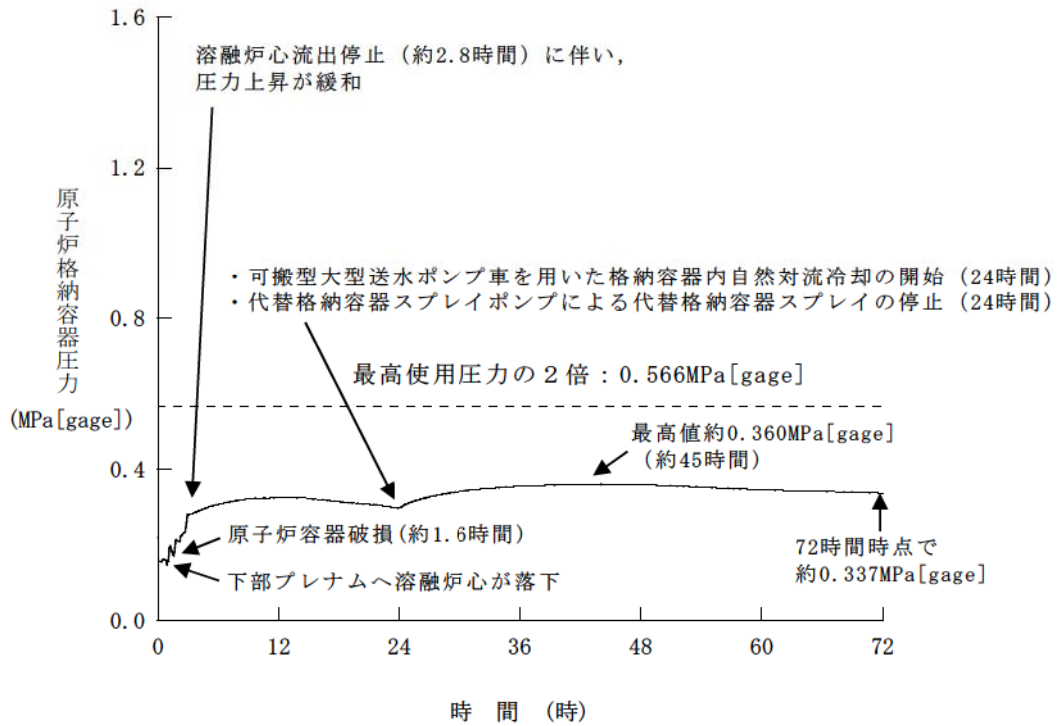


* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡炉心水位を表示

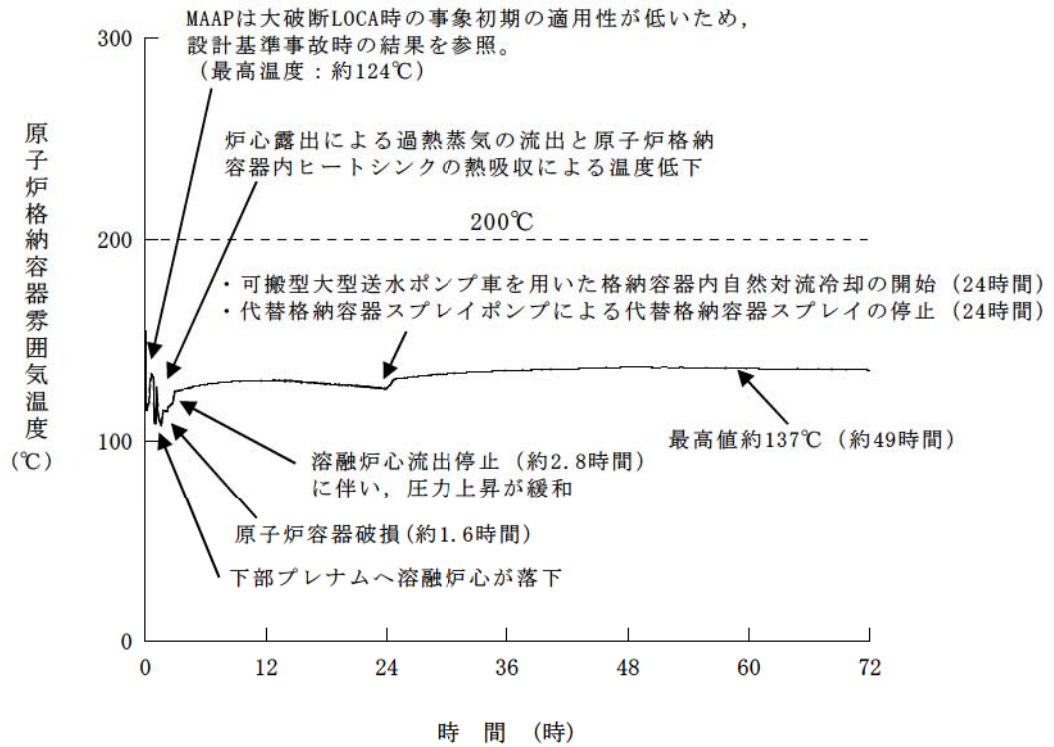
第 7.2.1.1.6 図 原子炉容器内水位の推移



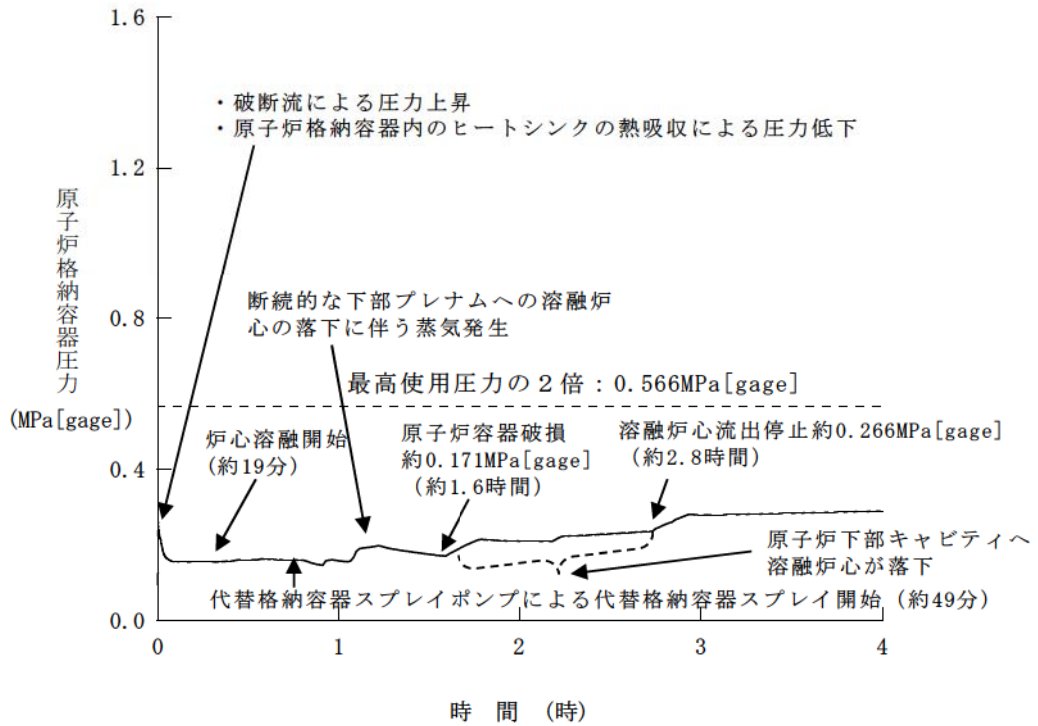
第 7.2.1.1.7 図 燃料最高温度の推移



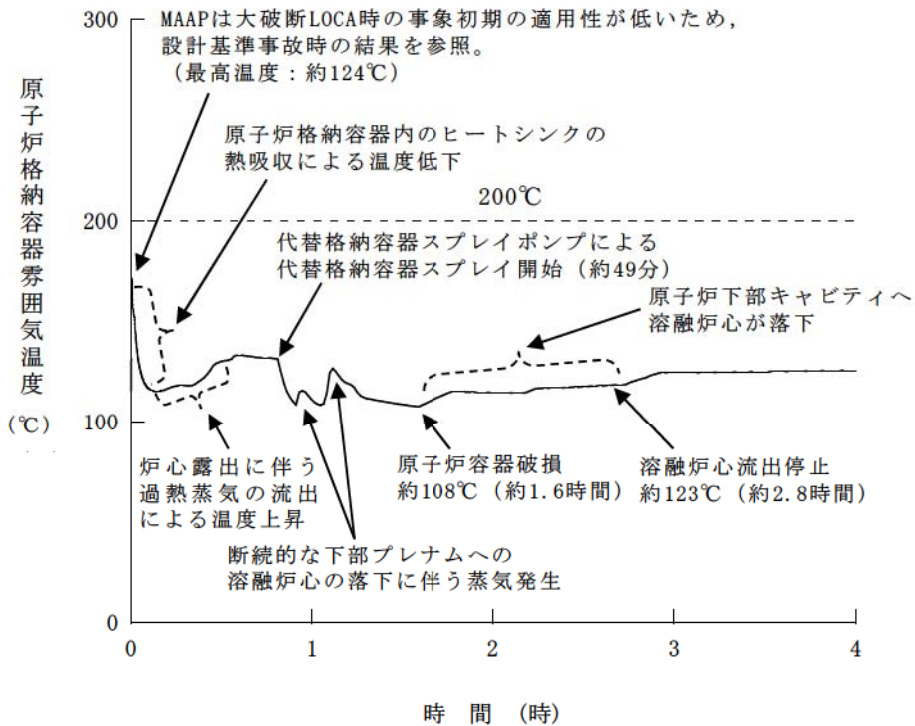
第 7.2.1.1.8 図 原子炉格納容器圧力の推移



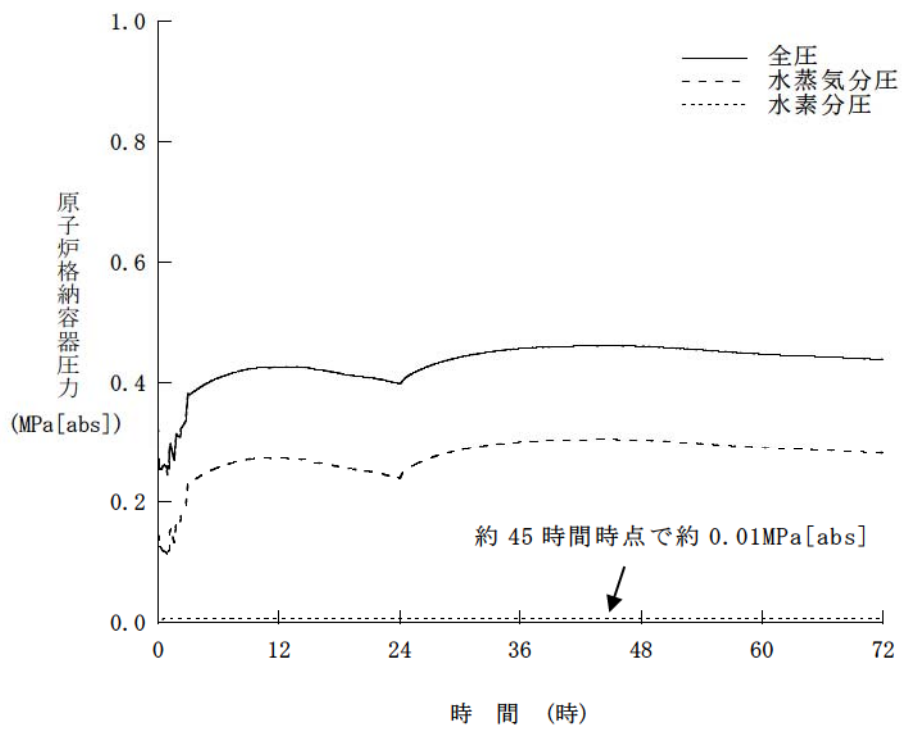
第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



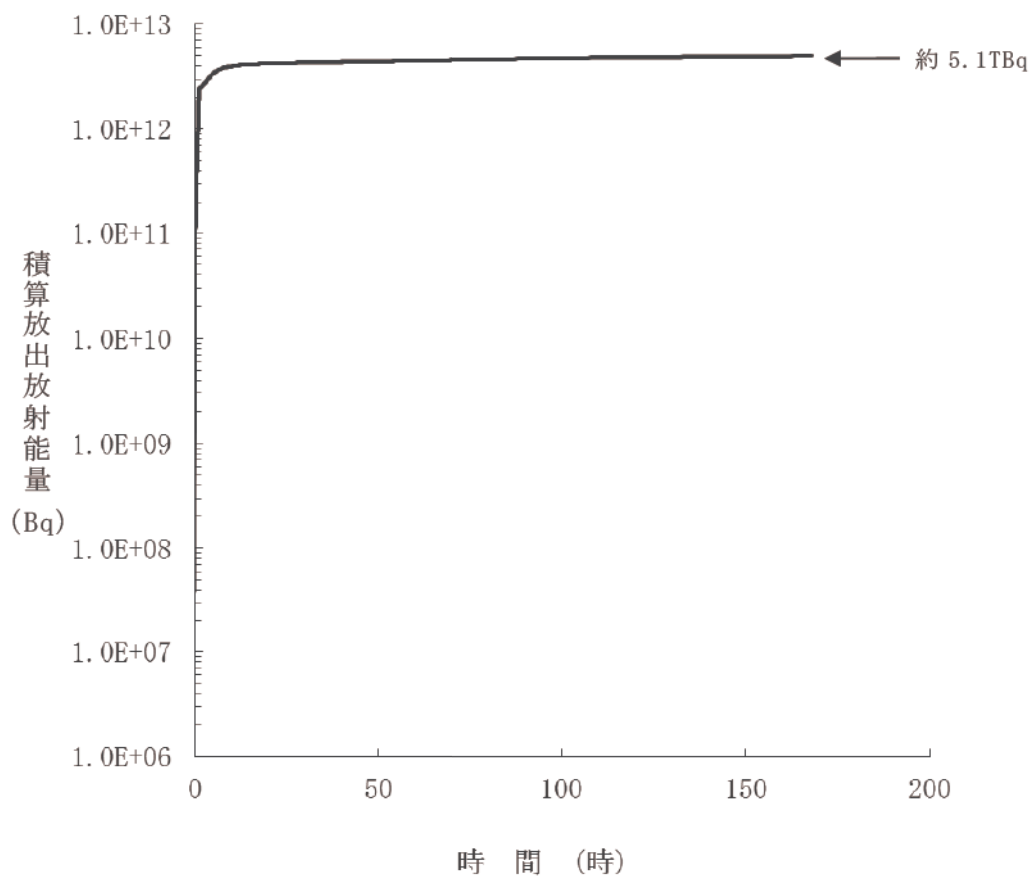
第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器圧力の推移 (～4 時間)



第 7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (～4 時間)

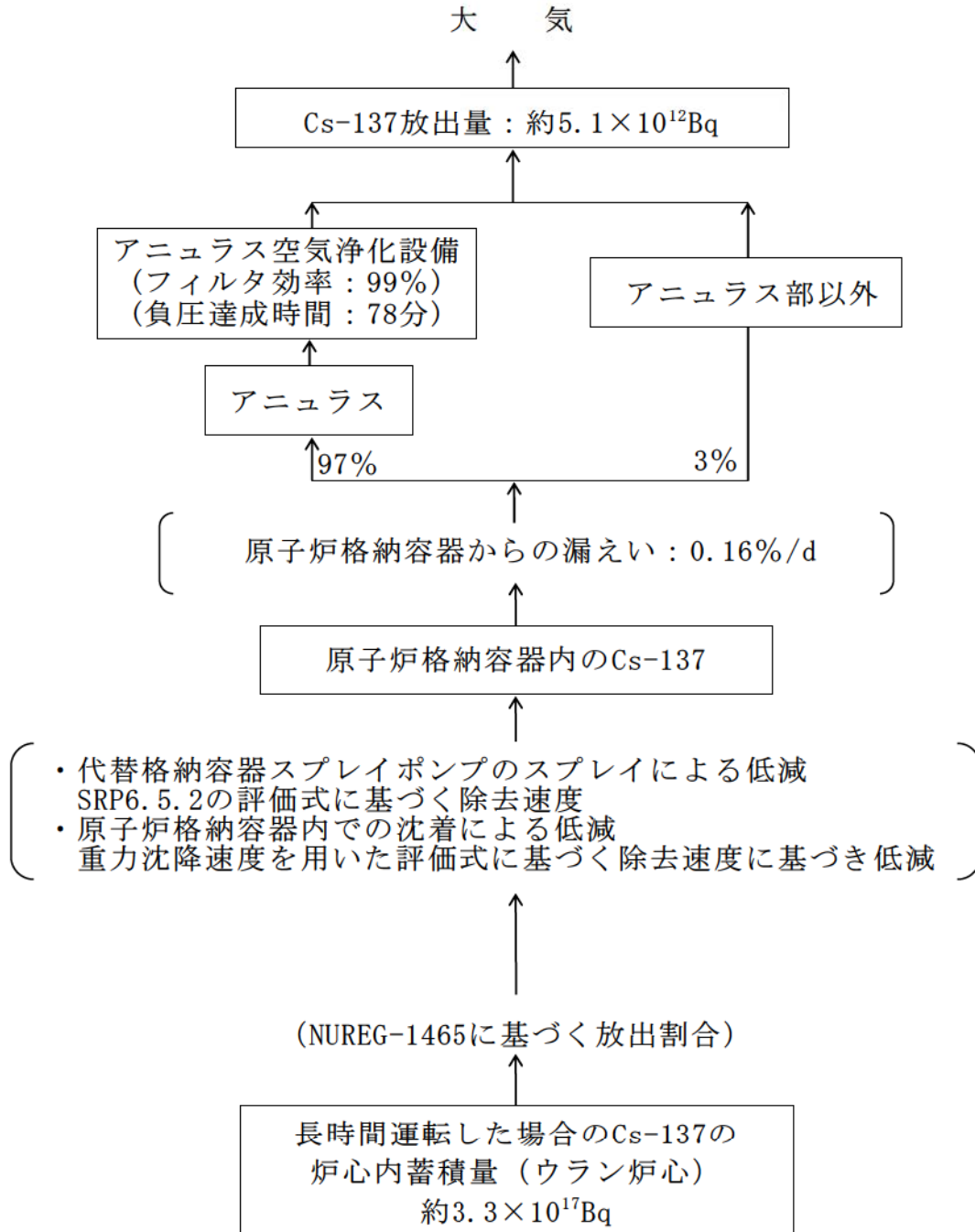


第 7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧
(絶対圧) の推移

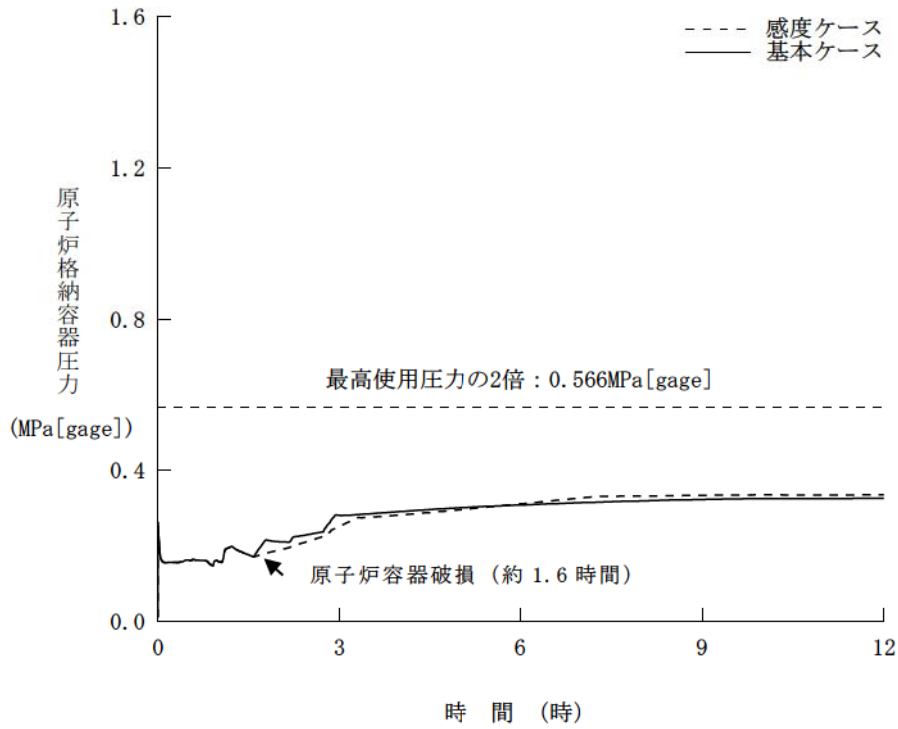


第 7. 2. 1. 1. 13 図 Cs-137 積算放出放射能量の推移

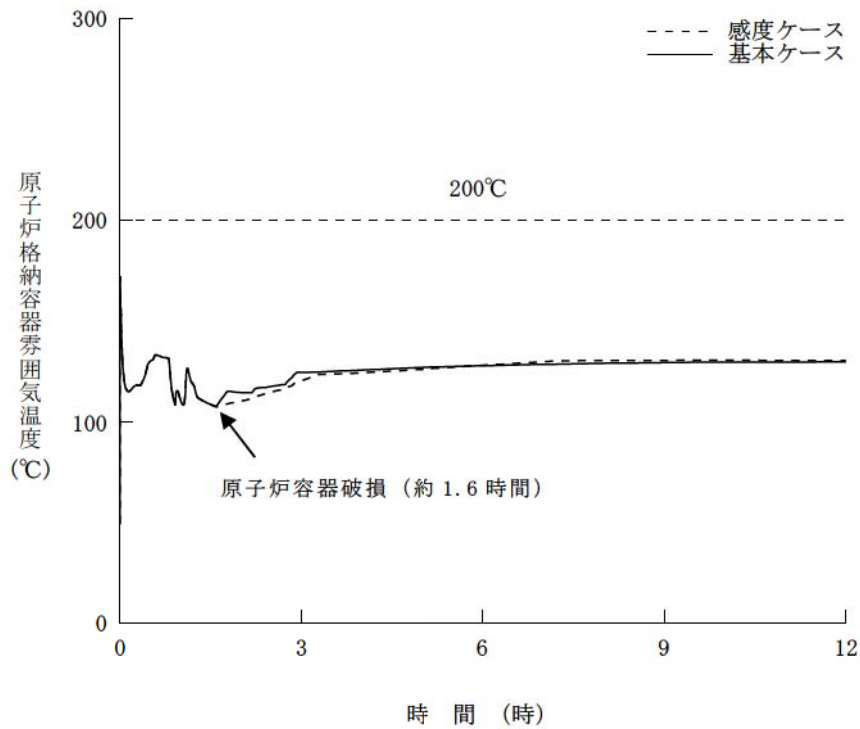
単位：Bq（GROSS値）



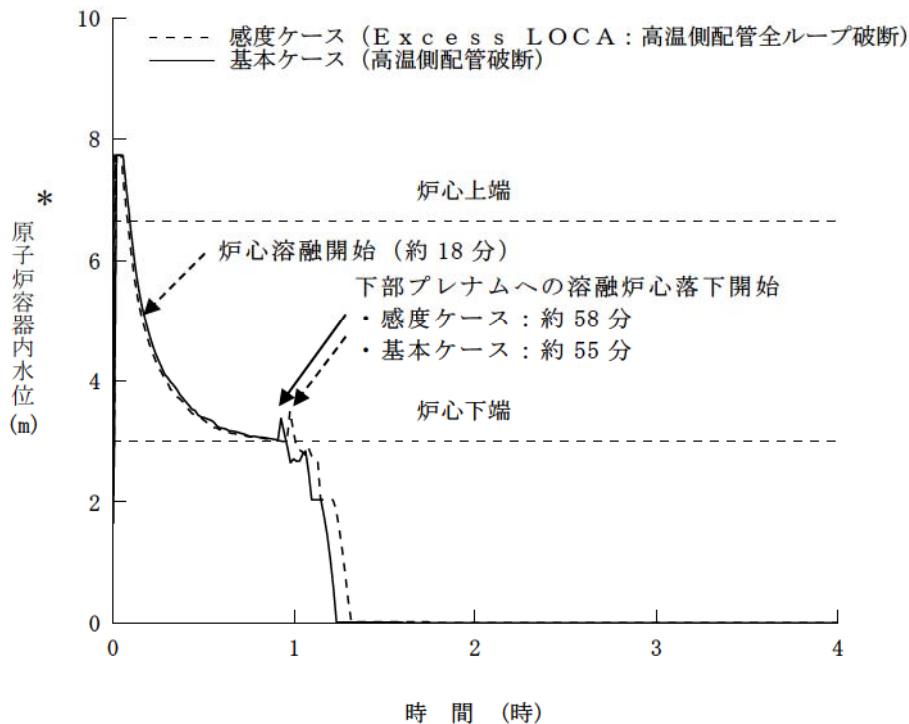
第7.2.1.1.14図 Cs-137の大気放出過程



第 7.2.1.1.15 図 原子炉格納容器圧力の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)



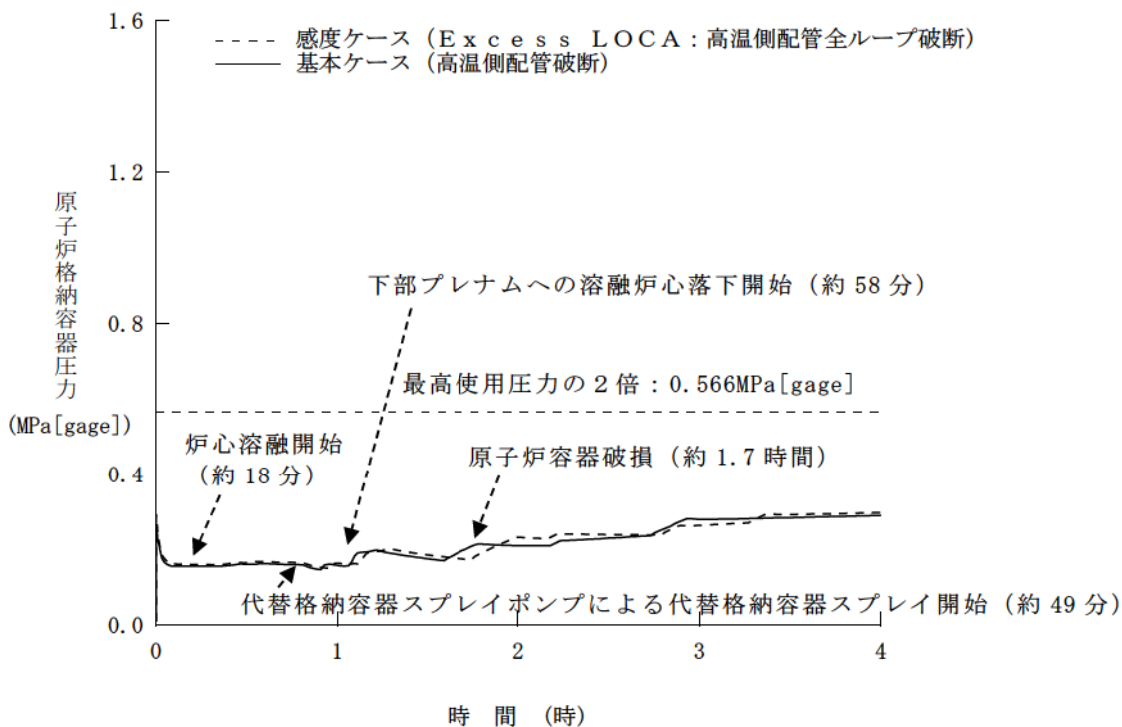
第 7.2.1.1.16 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)



* : 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

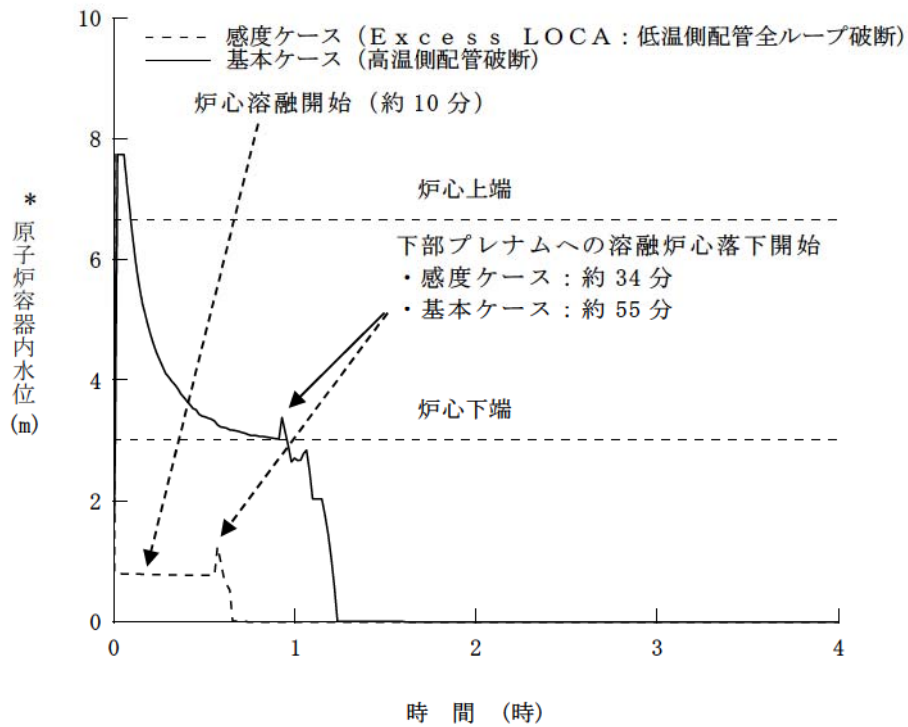
第 7.2.1.1.17 図 原子炉容器内水位の推移

(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



第 7.2.1.1.18 図 原子炉格納容器圧力の推移

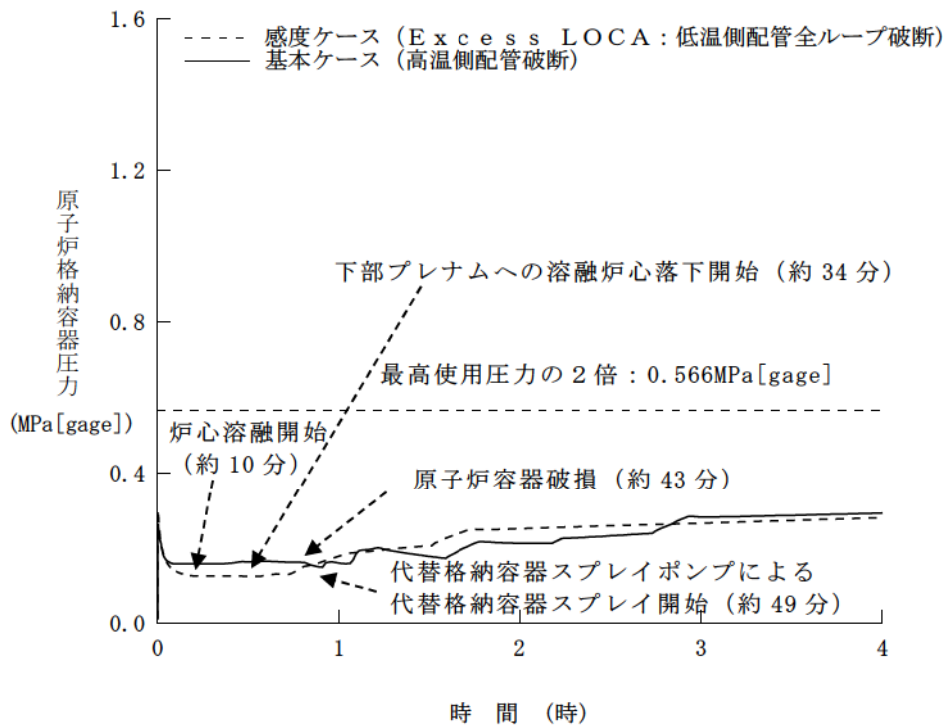
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



* : 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

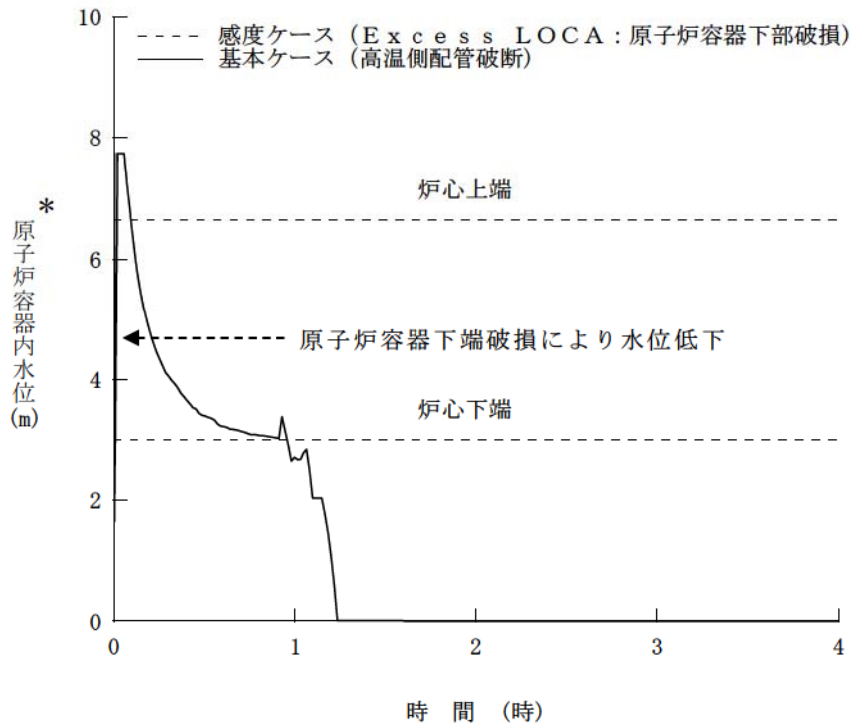
第 7.2.1.1.19 図 原子炉容器内水位の推移

(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



第 7.2.1.1.20 図 原子炉格納容器圧力の推移

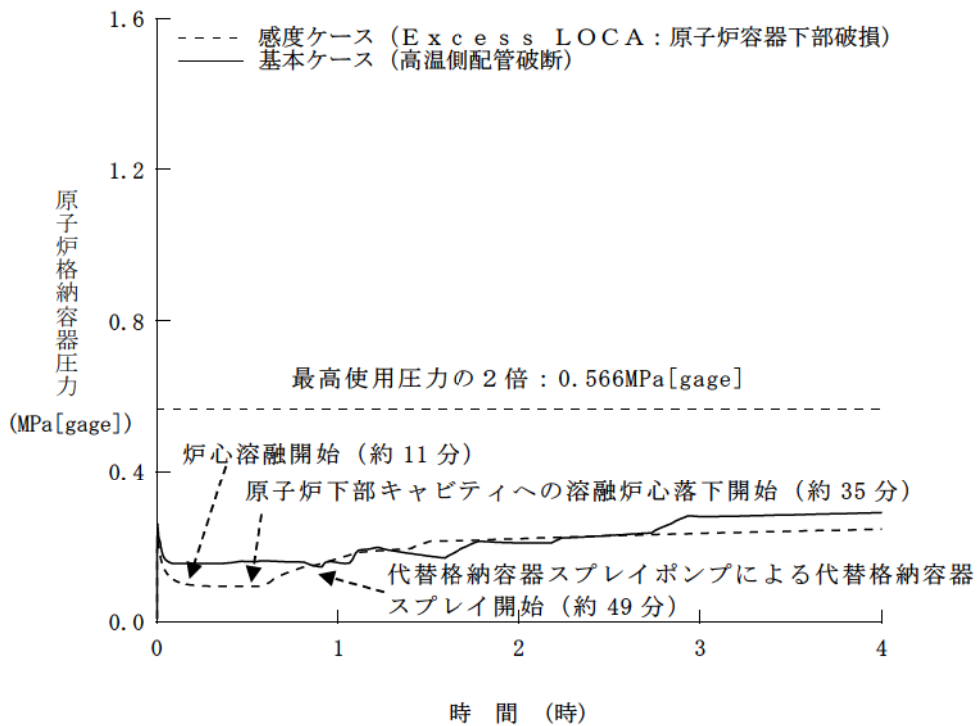
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



* : 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

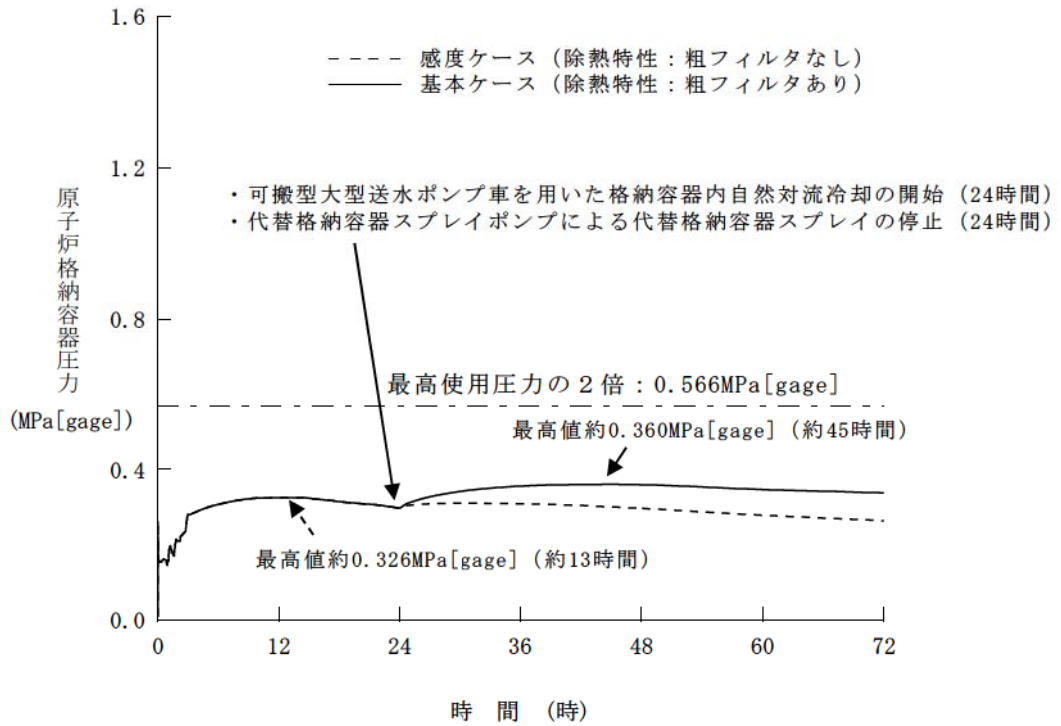
第 7.2.1.1.21 図 原子炉容器内水位の推移

(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

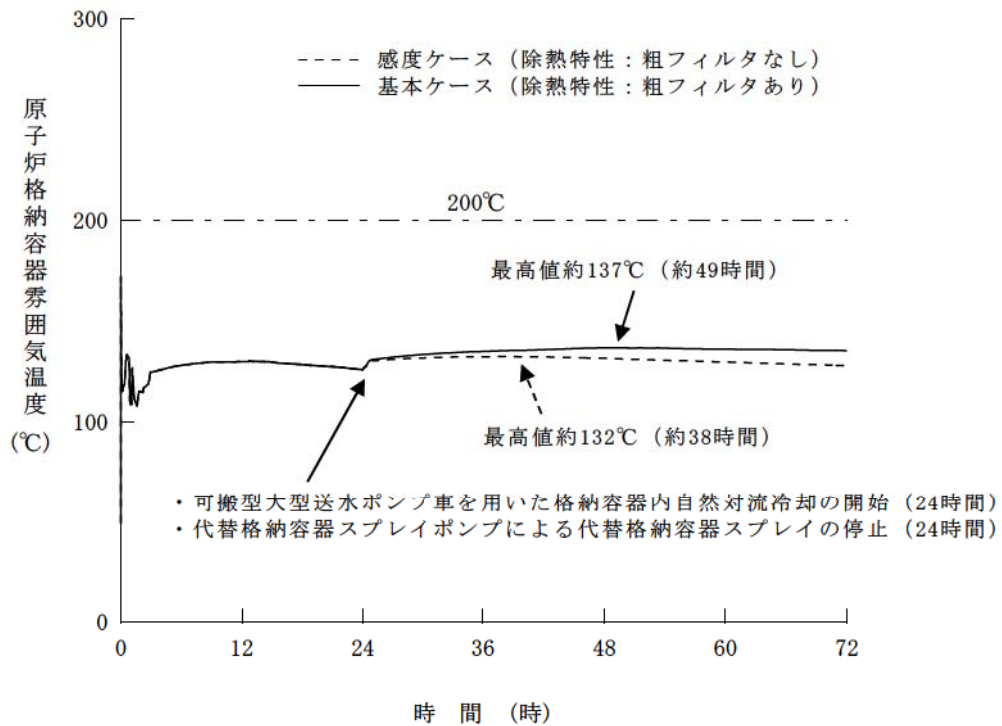


第 7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器圧力の推移

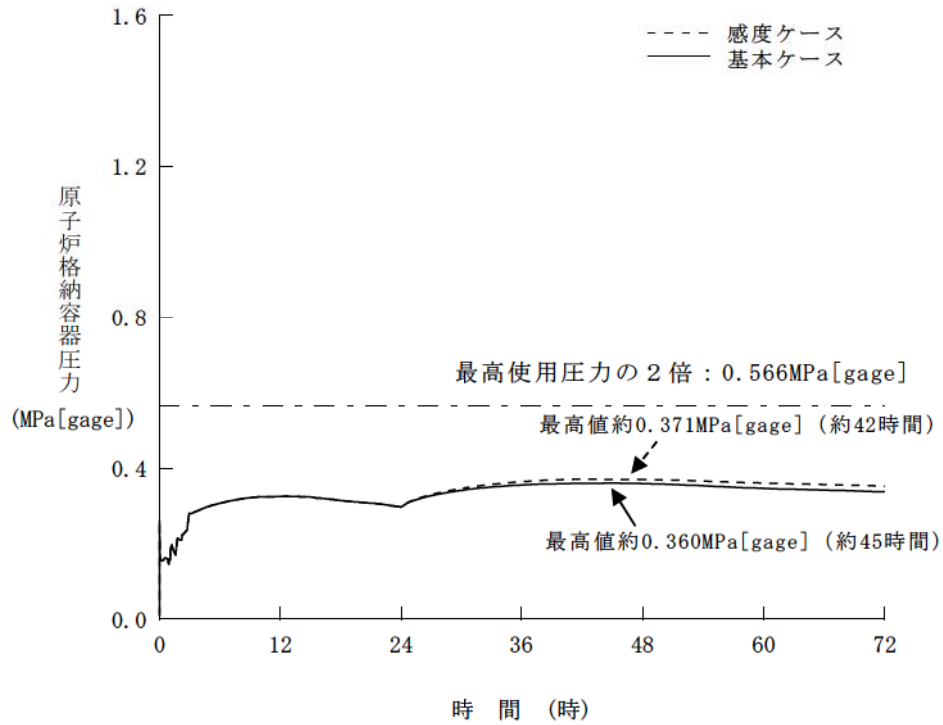
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.1.1.23 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)

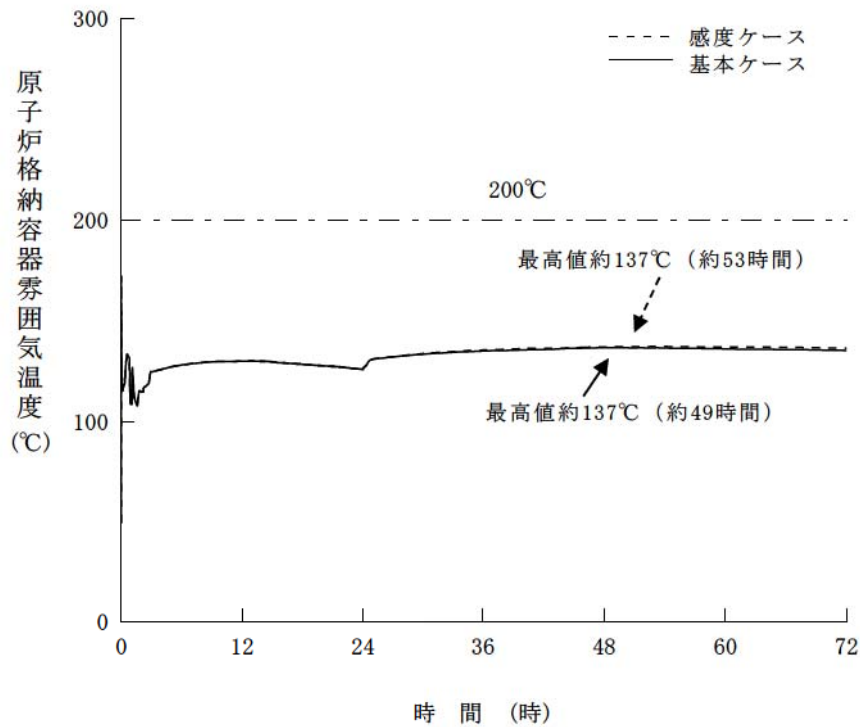


第 7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



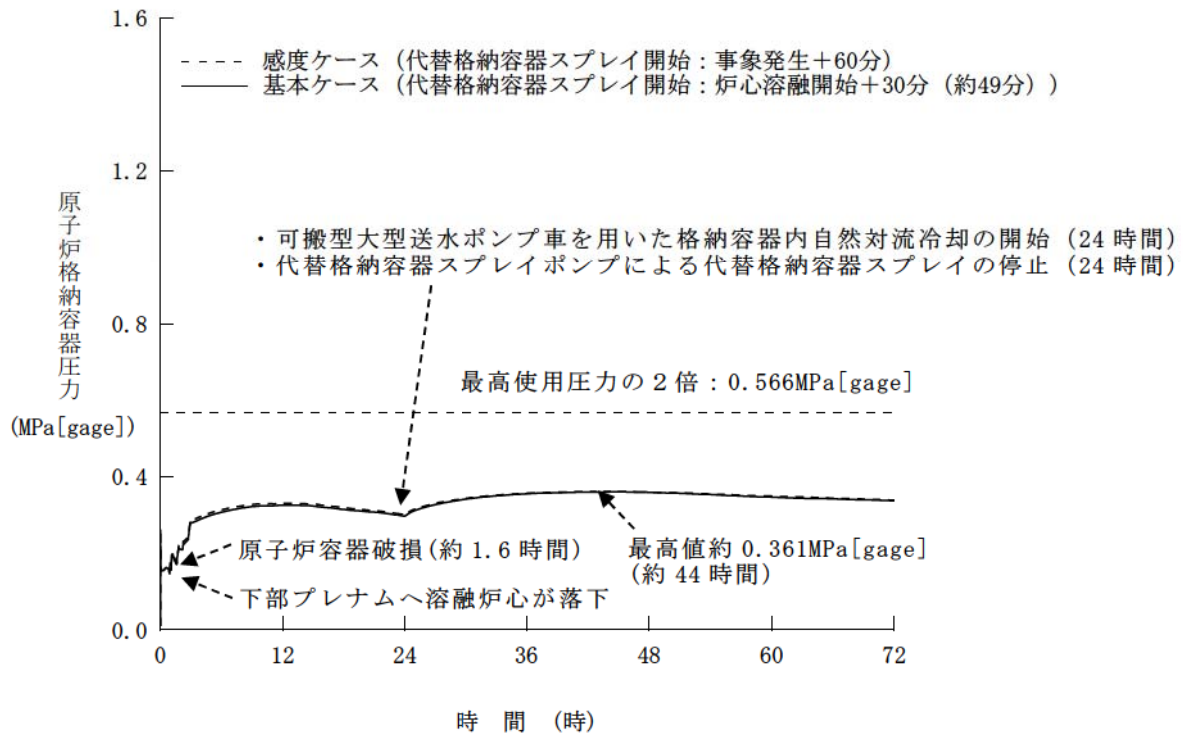
第 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器圧力の推移

(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



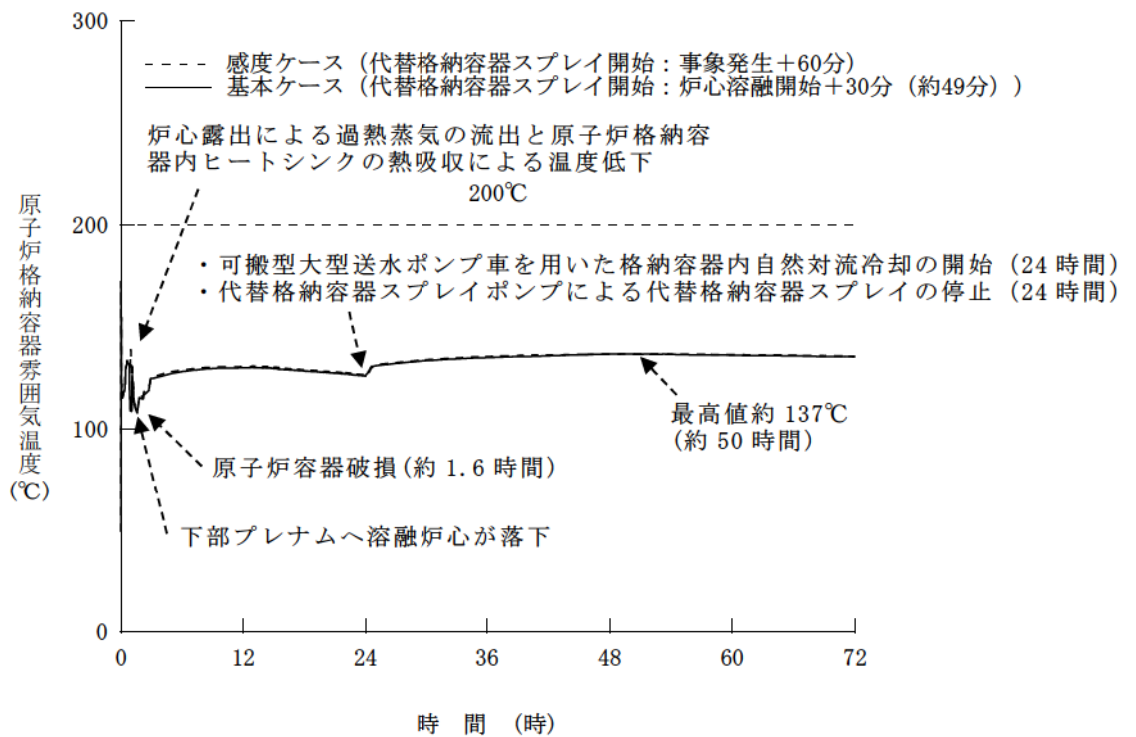
第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(格納容器内自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認)



第 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器圧力の推移

(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.1.1.28 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

(1) 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

炉心損傷の判断基準「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」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。

	炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される 1 次系の最大飽和蒸気温度は約 350℃であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ については、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。(添付 1)
検出器種類	熱電対	電離箱
測定範囲	40～1,300℃	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$
個数	39 個	2 個
設置箇所	原子炉容器内上部炉心構造物 (添付 2)	原子炉格納容器内 T.P. 40. 2m (添付 3)

(2) 炉心露出時と炉心損傷時の原子炉格納容器内線量率の変化について

「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」事象発生時は、炉心露出（約 6 分）から炉心溶融（約 19 分）に至る約 13 分間で、原子炉格納容器内線量率は 100 倍程度急激に増加すると考えられ、速やかに上記判断基準を超過することから、運転員は適切に炉心損傷を判断することができる。

原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおり。

- 原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。
- 炉心露出時は、設置許可添付書類十の設計基準事故時被ばく評価の知見から、燃料バーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の 1%相当量が原子炉格納容器内に放出される。
- 炉心溶融する時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。

(3) 燃料露出に伴う直接線の格納容器内高レンジエリアモニタへの影響について

燃料露出に伴う直接線により、格納容器内高レンジエリアモニタの検出値が上昇することで、炉心損傷よりも前に、炉心損傷の判断基準に到達することが考えられるが、以下のとおり、その影響はないことを確認している。

- ・ 事象発生直後に燃料有効部上端まで炉心水位が低下した場合、モニタの位置での線量率は約 $8.4 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ となり、炉心からの線量は炉心損傷の判断となる線量率 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に比べて十分に低い。なお、上記線量率は燃料有効部上端までの水位の低下のみの検討であるものの、燃料有効部上端以下では、水による減衰よりも燃料の自己遮蔽による減衰の方が支配的であるため、燃料有効部上端以下まで水位が低下したとしても、線量率が大きく上昇することはない。
- ・ これは、線源となる炉心の上方には、原子炉容器蓋、上部炉内構造物である上部炉心支持板及び上部炉心板等があり、鉄 50cm 以上の遮蔽効果が見込めるため、7桁以上の線量率の減衰（鉄約 7 cm で1桁減衰）となる。加えて、炉心からモニタまでの距離も約 18m と遠いため、結果として、 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に比べて十分低くなる。

(4) 炉心損傷の検知について

炉心の冷却が損なわれ、炉心溶融に至るまでの過程としては、まず、1次冷却水が減少し、炉心の冠水が失われ炉心燃料上部が過熱状態に至る段階が発生する。この段階においては、炉心上部の温度は飽和蒸気温度を上回ることにより、炉心が直接蒸気を加熱している状態に至っていることを炉心出口温度にて検知することが可能である。

炉心の冠水が失われた状態が継続すると、燃料の PCT が上昇することで被覆管がバーストし、被覆管内の間隙部の FP ガスが原子炉格納容器内に拡散し原子炉格納容器内のエリアモニタの指示値は通常時より大幅に上昇する。やがて炉心溶融が始まりペレット内の FP ガスが放出されると、原子炉格納容器内の空間線量は被覆管バースト時の 100 倍オーダーに急激に上昇する。（添付 1 の図 1～図 4 参照）

以上のように、燃料露出から炉心溶融の過程においては、通常時の原子炉格納容器内の空間線量（ 1mSv/h 以下）から $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 程度まで極めて短時間で上昇する。

発生する事故シーケンスによっては、炉心溶融が発生した時点では、原子炉

格納容器内の空間線量率が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ に達していない可能性もあるものの、炉心上部の温度が飽和蒸気温度以上の状態では、特に注意して原子炉格納容器内の線量率の上昇傾向を監視するため、炉心損傷を遅滞なく検知することは十分可能である。

以 上

炉心損傷開始時の原子炉格納容器内線量率
 (アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果)

事故シーケンス	線量率 (mSv/h) *1
大 LOCA+ECCS 再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	1.4×10^6
小 LOCA+ECCS 注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	1.1×10^6
小 LOCA+ECCS 再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	9.4×10^4 *2
全交流電源喪失 +補助給水失敗	3.8×10^4 *2

(各解析結果を図 1～4 に示す。)

* 1 : 破断口のサイズや非常用炉心冷却系 (ECCS) の有無等の相違により原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物 (FP) の量が異なるため、原子炉格納容器内の線量率は異なってくる。例えば、大破断 LOCA と小破断 LOCA では、1 次系の開口部の大きさが異なり、開口部の大きな大破断 LOCA の方が原子炉格納容器内に FP が放出されやすい。1 次系の開口部が大きい場合、開口部が小さい事象に比べて水蒸気や放射性物質の流出量が大きく、炉心から放出された放射性物質は、原子炉格納容器内へ放出されやすくなる。

また、ECCS 注入失敗と ECCS 再循環失敗では ECCS 注入失敗の方が炉心溶融開始のタイミングが早く、FP の放射性崩壊による減衰が異なる。

* 2 : 炉心溶融開始後、原子炉格納容器内の線量率が急激に増加することから炉心損傷の判断基準「格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10^5 mSv/h」に到達する。

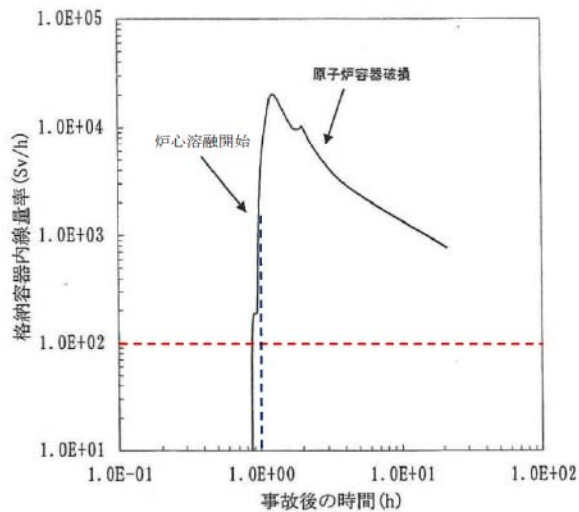


図1 「大LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

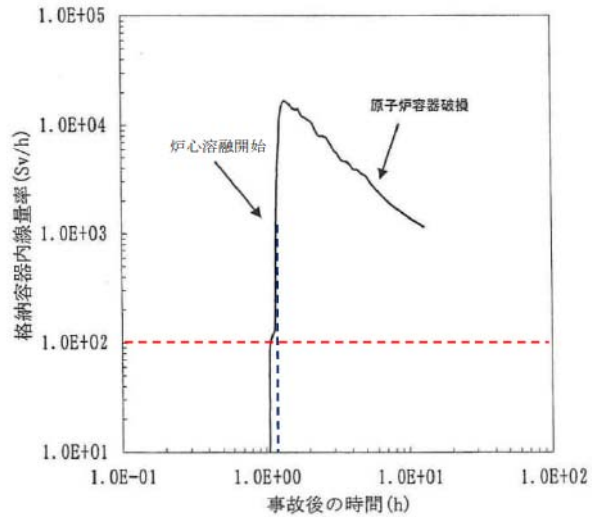


図2 「小LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレィ注入失敗」時の格納容器内の線量率

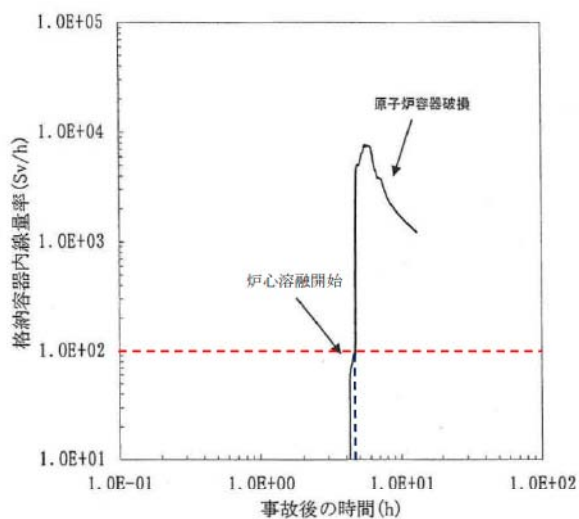


図3 「小LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレィ再循環失敗」時の格納容器内の線量率

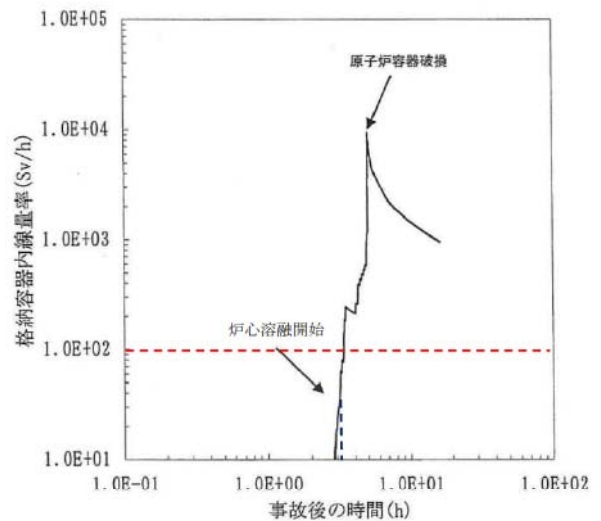
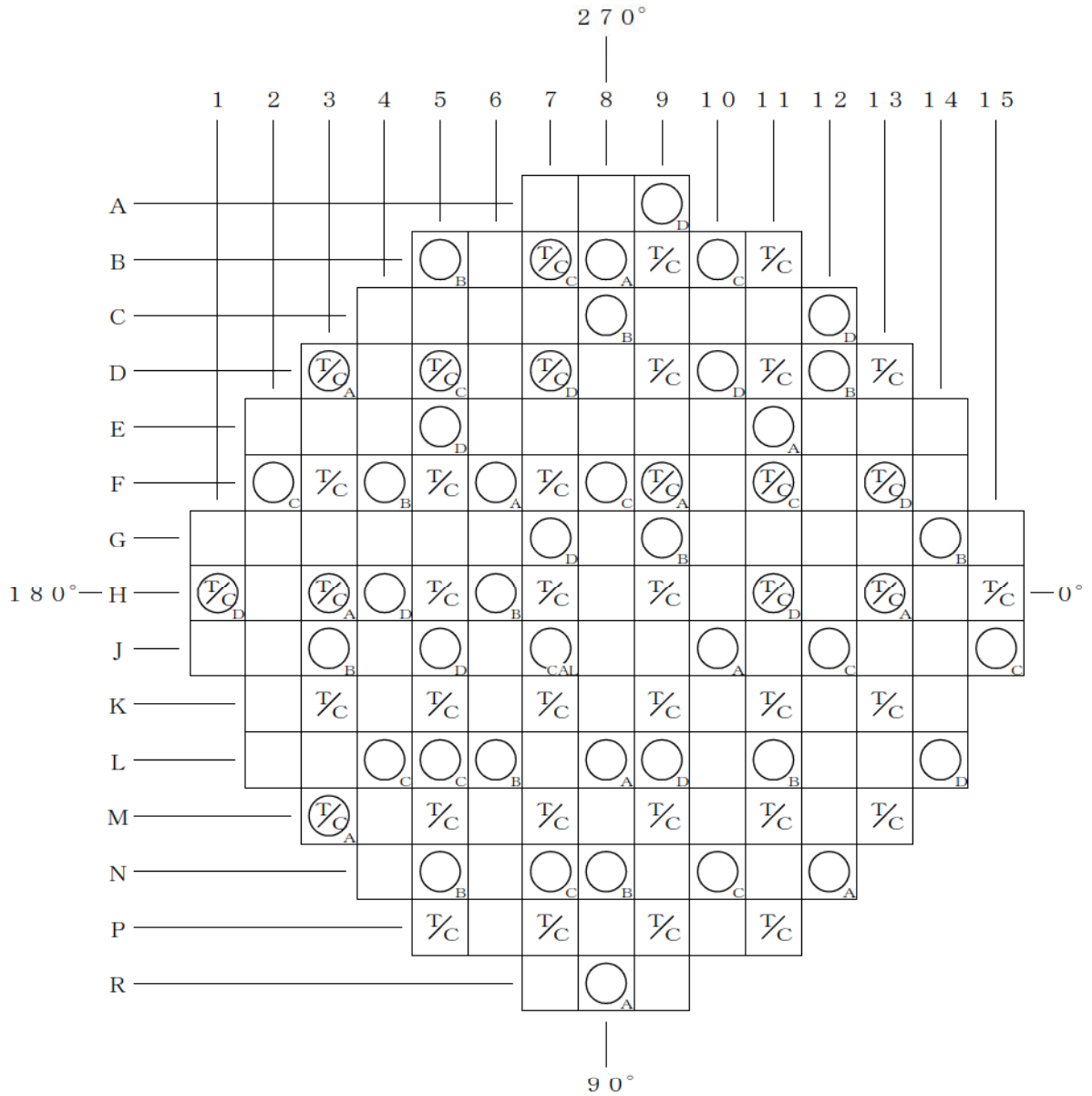


図4 「全交流電源喪失+補助給水失敗」時の格納容器内の線量率

炉心出口温度計の設置箇所 (泊3号炉)

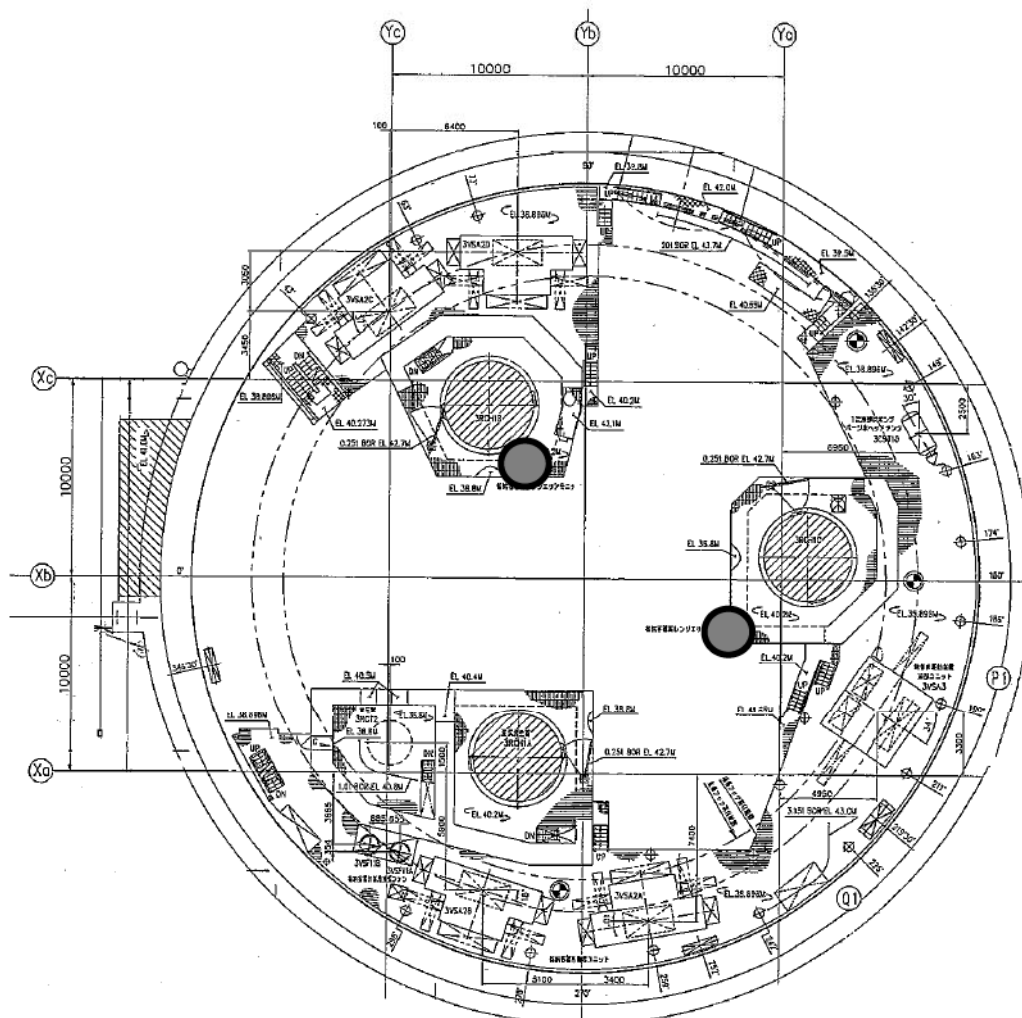


T/C : 炉内熱電対 39点

○_{A, B, C, D} : 炉内中性子束検出器A, B, C, D 49点

○_{CAL} : 炉内中性子束検出器校正用 1点

格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所（泊3号炉）



● : 格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所（2箇所）

注記

階高表示「EL 00.0M」は「T.P. 00.0m」と読み替えること。

例：EL 40.2M = T.P. 40.2m

原子炉格納容器の水素濃度測定について

(1) はじめに

泊発電所では、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素に対し、動力源を要しない原子炉格納容器内水素処理装置および自由体積の大きい原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）により、C/Vの健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。

このような炉心の著しい損傷が発生した場合に、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いて、C/V内の水素濃度が変動する可能性がある範囲で連続監視を行う。

(2) 水素濃度の挙動と監視の目的

a. 水素濃度の挙動

炉心の著しい損傷が発生した場合、C/V内の水素濃度（ドライ換算）は急速に上昇するが、1次冷却系統から放出される水蒸気によりC/V内圧力が上昇し、水素濃度（ウェット）はドライ換算よりも低い値で推移する。

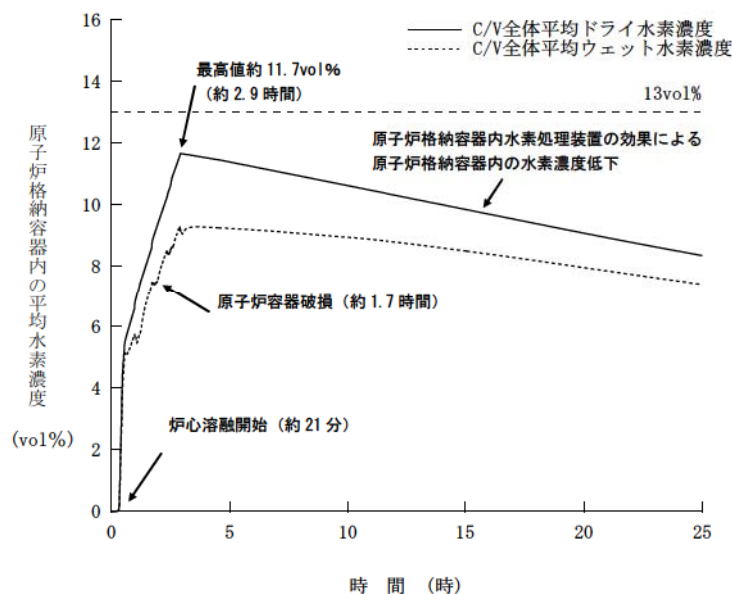


図1 C/V内水素濃度の推移（ウェット／ドライ換算）

水素濃度 (ドライ換算)	影響度合
～4%	燃焼しない
4～8%	大規模燃焼の生じる可能性が低い領域
8～13%	大規模燃焼の生じる可能性が高い領域
13%～	爆轟が生じる可能性がある領域

b. 水素濃度監視の目的

炉心の著しい損傷時において、水素濃度（ドライ換算）測定は、C/V内圧力との相関により、水素燃焼の可能性および水素燃焼時のC/V健全性についての目安を得るために実施する。

また、水素濃度により、炉心損傷の程度を推定する手段としても有効である。

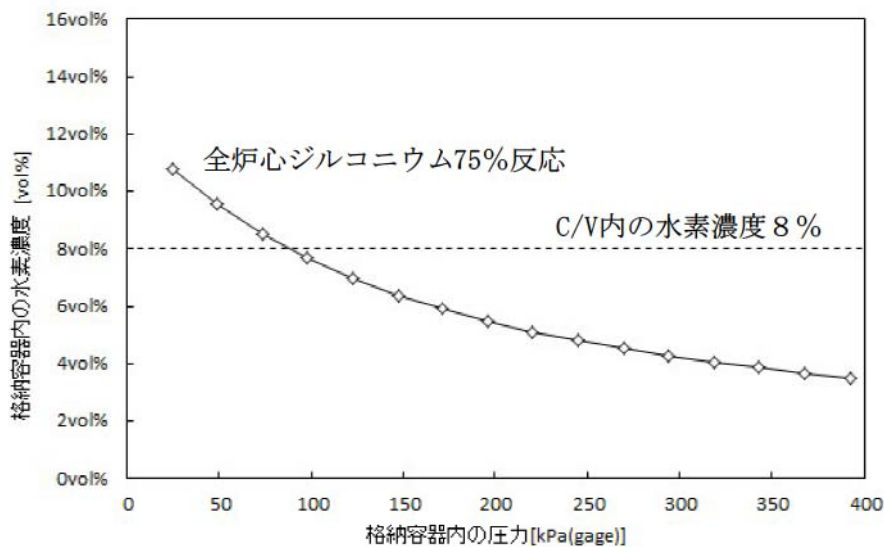


図2 C/V内の圧力と水素濃度の関係

(3) 設備概要

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、著しい炉心の損傷が発生した場合に、C/V内に発生する水素を監視する目的で、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

PWRプラントでは、炉心損傷時にC/V内に発生する水素濃度を制御する目的でC/V外へ排出する等の操作はないことから、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、事故時に想定する水素濃度範囲内（13vol%未満）であることや原子炉格納容器内水素処理装置や格納容器水素イグナイタによる水素濃度低減等をC/V内水素濃度の推移（トレンド）として連続的に監視できることが主な役割である。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット

検出器 : 熱伝導式

測定範囲 : 水素濃度0～20vol%

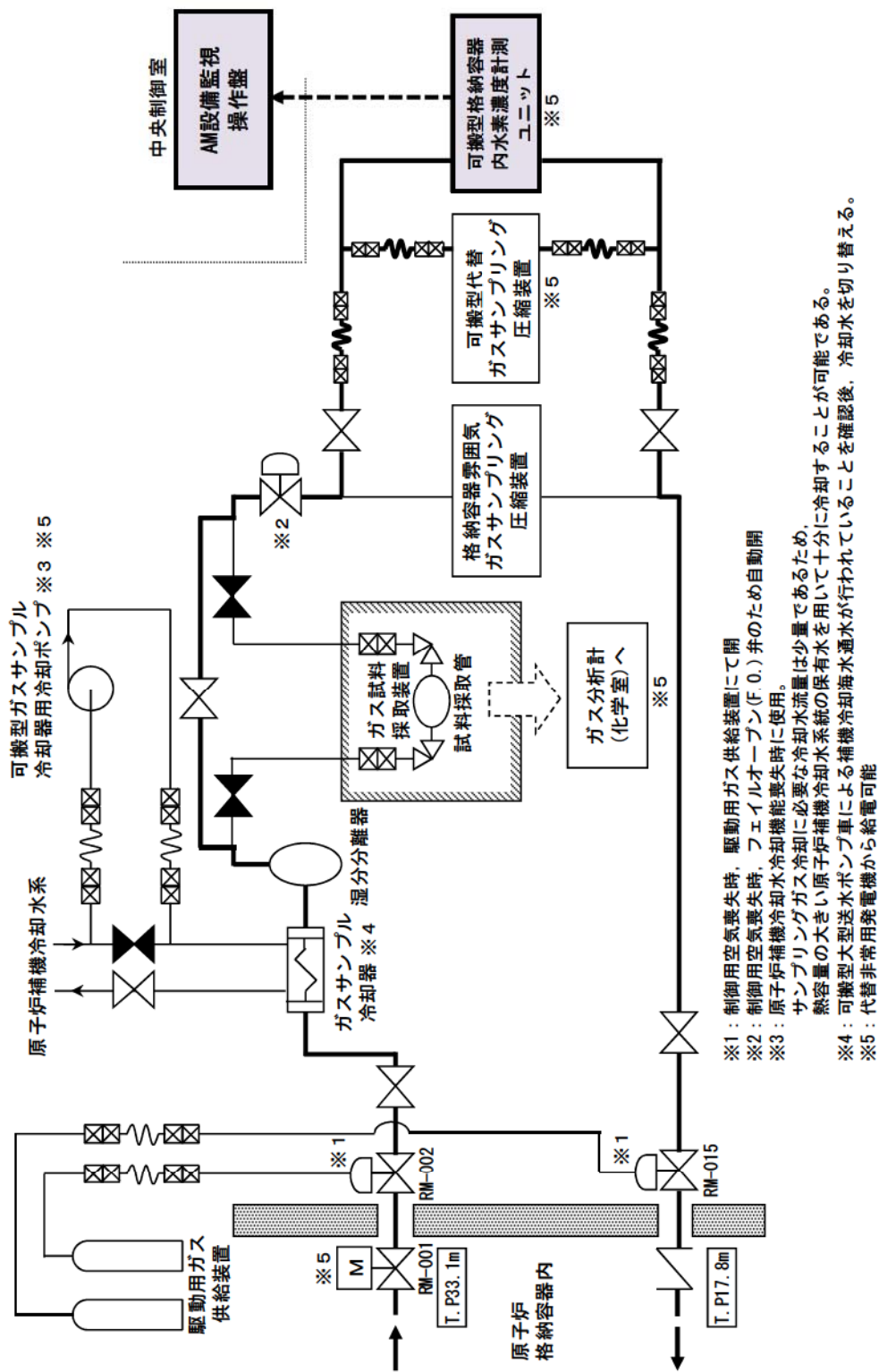


図3 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを用いた格納容器水素濃度計測の系統概要

炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について

1. 破断口径が大きく、事象進展が早い事象への対応について

有効性評価「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」の対応については、事象発生初期から代替格納容器スプレイポンプによる注水準備を開始することにしており、代替格納容器スプレイポンプの注水先については、電動弁2弁及び現場手動弁2弁を操作することにより、原子炉容器と原子炉格納容器を切り替えることが可能である。

炉心損傷前段階においては、原子炉容器に注水する系統構成としているが、炉心損傷を判断した時点以降は、下記理由により原子炉格納容器損傷防止のため、原子炉格納容器への注水（原子炉下部キャビティ室への水張り）に切り替えることとしている。なお、今回の事象のように短時間に炉心損傷に至る場合においては、結果として原子炉容器に注水することなく、原子炉格納容器へ注水するケースもあり得る。

- ・炉心損傷に至った場合には、大量の放射性物質が原子炉格納容器に放出される蓋然性が高く、環境への放射性物質の放出を防止するためには、格納容器破損防止対策を優先的に実施する必要がある。
- ・また、炉心損傷判断後も原子炉容器への注水を継続し、破断口からの漏えいにより原子炉下部キャビティに水張りを実施することも理論上可能であるが、原子炉容器に注水された水は、炉心の崩壊熱等を除去した後、一部は蒸気となり破断口より放出され、原子炉格納容器の気相部に留まることになり、原子炉下部キャビティ室の水張りに寄与できる可能性が低くなる。

なお、大破断LOCAを上回る規模のLOCAを想定する場合、添付資料7.2.1.1.19に示すとおり、炉心溶融開始が最大約9分早まるが、この場合、大破断LOCAを起因とする事故よりも早期に炉心損傷を判断し、原子炉格納容器への注水がより早く判断されることとなる。

また、代替格納容器スプレイポンプを格納容器スプレイさせている間にECCS再循環又は代替再循環機能が復旧した場合は、炉心損傷後の手順書である『第3部 事故時運転操作関係（炉心損傷後）』に従い炉心注水する場合もある。

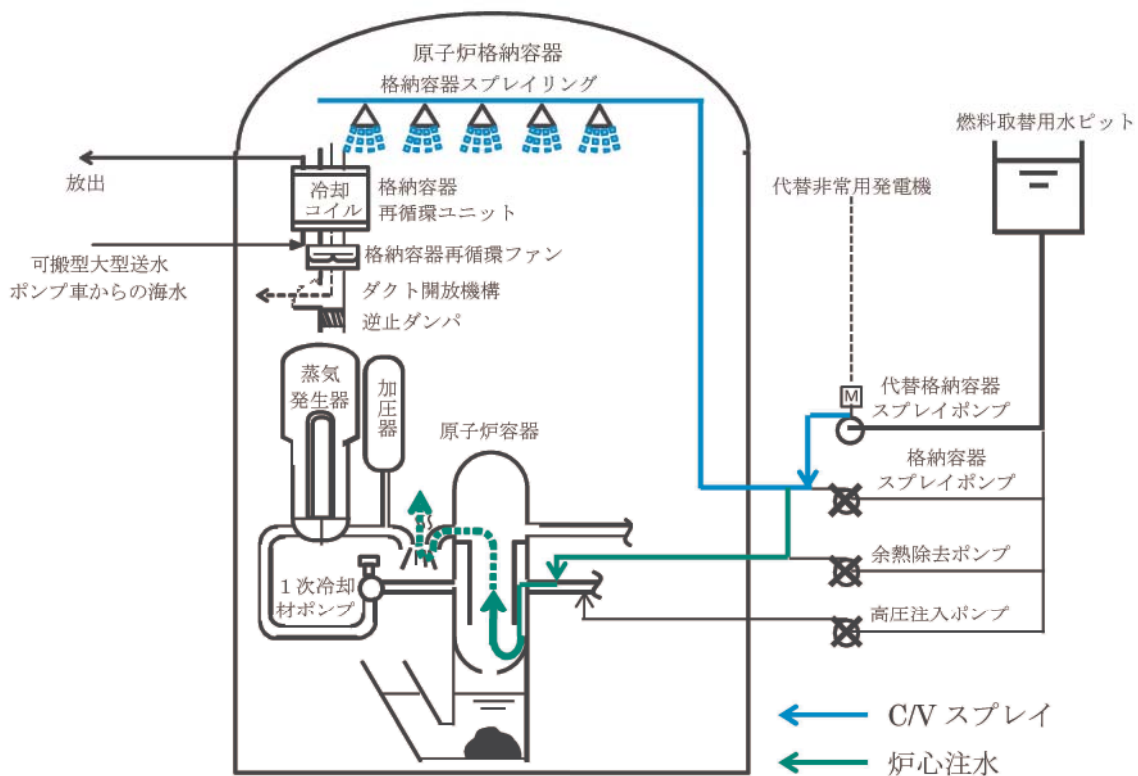


図 概略系統図

2. 破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である事象への対応について

1. では破断規模が大きく事象進展の早いケースについて考察したが、破断口径が比較的小さい LOCA が発生し、炉心損傷する前の段階において、代替格納容器スプレイポンプのみが炉心注水手段として使用可能であれば、当該手段により炉心への注水を行い、炉心損傷防止を図ることとなる。このとき、すべての格納容器スプレイ系統が機能喪失している場合には、炉心から発生する崩壊熱によって原子炉格納容器圧力及び温度が上昇することとなるため、その影響について考察する。

- ・炉心から発生する崩壊熱による原子炉格納容器圧力及び温度上昇については、事象進展の傾向が同様となる有効性評価「大破断LOCA時に低圧再循環機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（原子炉格納容器の除熱機能喪失）」において、事象発生の約3.5時間後に原子炉格納容器の最高使用圧力に到達する評価結果となっている。当該シーケンスで炉心注水に用いるポンプは高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプであり代替格納容器スプレイポンプとは注入特性が異なり、また、想定する破断口径の規模によって変動はあるものの、原子炉格納容器最高使用圧力到達までには数時間の時間余裕があると考えられる。
- ・事象進展が比較的緩やかであるため、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施している間に、格納容器スプレイ系統が機能喪失した場合の重大事故等対策である格納容器内自然対流冷却を実施することが可能であり、これにより原子炉格納容器圧力および温度を低下させることができる。また、万一、格納容器内自然対流冷却に失敗した場合においても、原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）に到達すれば、炉心注水を実施している代替格納容器スプレイポンプを原子炉格納容器注水に切り替える場合もあり、原子炉格納容器圧力および温度を低下させることができる。

以上のことから、破断口径が比較的小さく、一定期間の炉心損傷防止が可能である場合においては、炉心から発生する崩壊熱により原子炉格納容器の圧力および温度が一時的に上昇するものの、別途整備している重大事故等対策により原子炉格納容器の健全性を維持することができる。

以上

MAAP での原子炉格納容器モデルについて

MAAP での原子炉格納容器モデルについては、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせる原子炉格納容器のモデル化を行う。各区画の質量とエネルギーの保存を考慮した上で熱流動計算を行い、蒸気、水、ガス、熔融炉心を考慮する他、区画に応じて設定したヒートシンクを含めた熱伝達計算を行っている。なお、原子炉格納容器区画では、ヒートシンクと原子炉格納容器内の気体及び水との熱伝達を計算するだけでなく、水プールが存在する場合の水プールと床や壁の伝熱等も計算することができる。

原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物及び熔融炉心挙動、熔融炉心とコンクリートの相互作用並びに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（下図中の①と③を接続する流路として格納容器再循環ユニットを模擬）などを考慮している。MAAP での原子炉格納容器モデルのノード分割図は、下図の通りであり、原子炉格納容器の圧力及び温度は、「①上部区画」の評価値である。

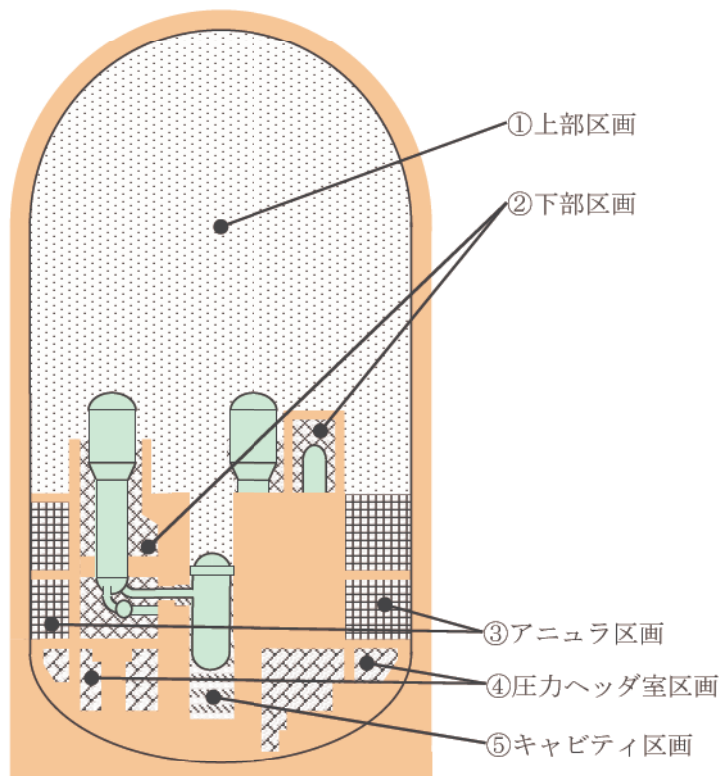


図 MAAPのノード分割図

炉心溶融開始の燃料温度の根拠について

燃料・被覆管挙動の温度依存性については、以下の知見が得られている^[1]。(図 1 参照)

- ①1,300℃以上で UO_2 -ジルカロイ反応により、被覆管の内面が酸化すると共に (U, Zr) 合金相ができ被覆管の内面は一部溶解する。
- ②1,850℃~1,950℃で被覆管金属部分が溶融し、キャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時に $UO_2-\alpha-Zr(O)$ 反応も生じ UO_2 の一部も溶融しはじめる。
- ③ UO_2 の溶融量は、2,400℃で不連続的に急増し、2,400℃以上で溶融デブリが形成される。
- ④2,550℃になると UO_2-ZrO_2 反応が生じるので、いかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。
- ⑤2,700℃、2,800℃において、それぞれ ZrO_2 、 UO_2 の溶融が生じる。

ここで、①と②では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと被覆管境界近傍に限定される。

一方、③、④、⑤では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、③の温度 2,400℃ (=2,673K) に、余裕を考慮して [] を炉心溶融の判断基準としている。

なお、MOX 燃料については、含有率 13%において融点 2730℃であり、 UO_2 より溶融開始温度が低いため、MOX 燃料を考慮した場合においても [] を炉心溶融の判断基準とすることは妥当である。

[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039、1982 年 5 月

[] : 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。

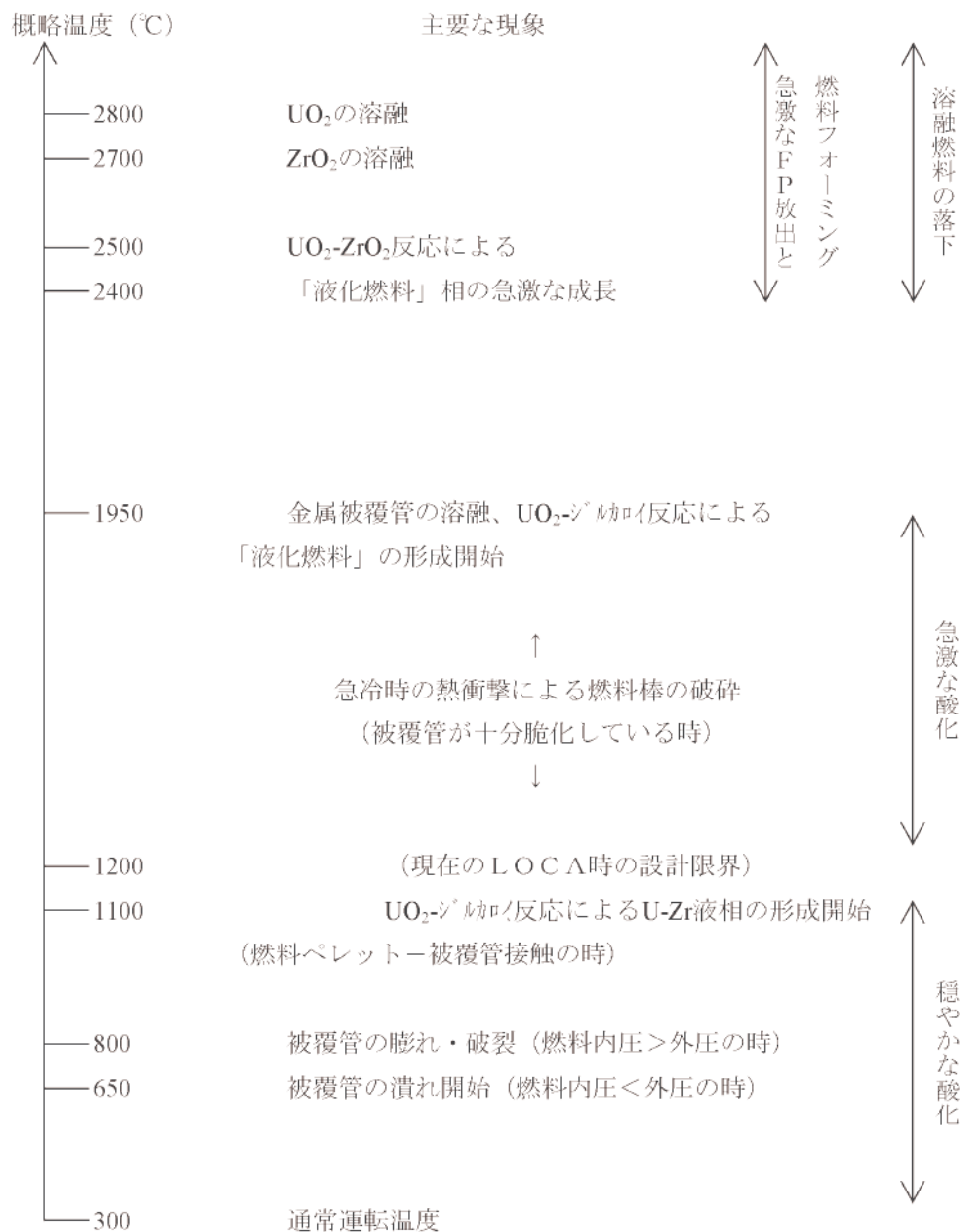


図1 燃料棒の温度応答概略図^[1]

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（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表 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(格納容器過圧破損)、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

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) 蓄圧タンク i 基数 ii 保持圧力 iii 保有水量 2) タービン動補助給水ポンプ i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 台数 iii 容量 3) 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 停止条件 4) 格納容器再循環ユニット i 開始条件 ii 台数	3基 4.04MPa[gage] 29.0m ³ (1基当たり) 事象発生の60秒後 (自動起動) 1台 80m ³ /h 炉心溶融開始から30分後 1台 140m ³ /h 事象発生の24時間後 事象発生の24時間後 2台	設計値 最低保持圧力 最小保有水量 最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値) 運転員等操作余裕の考え方 設計値 設計値 運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方
(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	高温側配管 完全両端破断	事故想定 事故想定

Cs-137 の大気中への放出放射エネルギー評価について

1. 評価事象

重大事故が発生した場合の放射性物質の異常な水準の放出が防止できることを確認するため、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及びスプレイ注入に失敗するシーケンスを対象に、Cs-137 の放出放射エネルギーを評価した。

本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に原子炉格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、原子炉格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、原子炉格納容器内圧が高めに推移することから、原子炉格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなる。

2. 評価条件

2.1 評価のプロセス

評価イメージを図 1 に、大気中への Cs-137 放出量評価のプロセスを図 2 に示す。

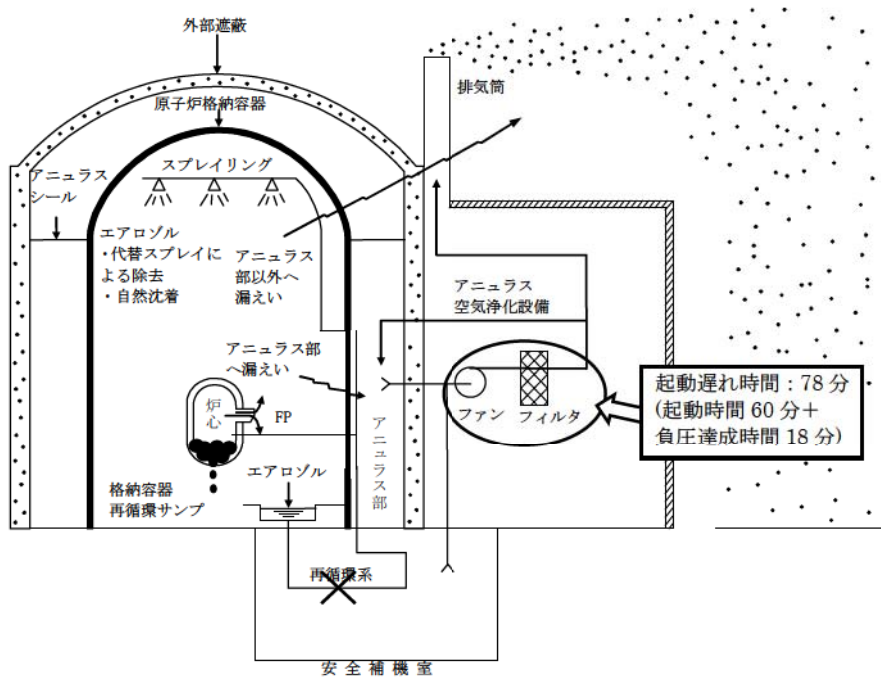


図 1 評価イメージ

図2に示す過程にしたがって、大気中への Cs-137 放出放射エネルギーを算出する。原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2 コードで評価した炉心内蓄積量及び NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。原子炉格納容器内へ放出された放射性物質について、原子炉格納容器内での自然沈着やスプレイによる除去効果を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価の原子炉格納容器内圧の変化を基に設定し、アニユラス空気浄化設備のフィルタ除去効率を考慮して、放出放射エネルギーを評価する。

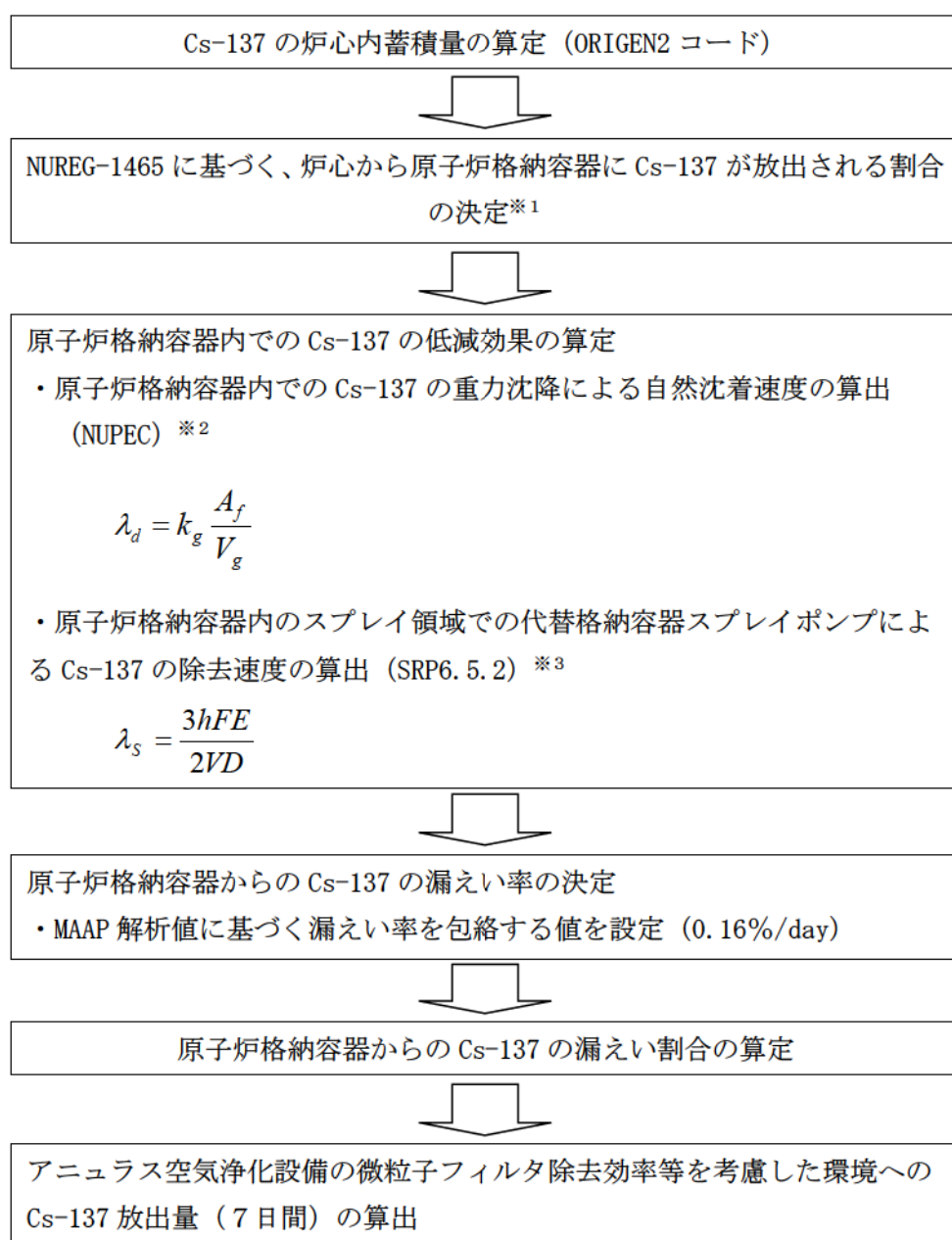


図2 大気中への Cs-137 放出量評価のプロセス

※1：NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。(次頁表の Gas Release から Late In-Vessel までのフェーズを考慮)

※2：原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着については、NUPECによる、エアロゾルの重力沈降速度を用いたモデルが検討されており、以下の式から求められる。

$$\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$$

λ_d ：自然沈着率

k_g ：重力沈降速度

A_f ：原子炉格納容器床面積

V_g ：原子炉格納容器自由体積

※3：スプレイによる Cs-137 の除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

λ_s ：スプレイ除去速度

h ：スプレイ液滴落下高さ

V_s ：スプレイ領域の体積

F ：スプレイ流量

E ：捕集効率

D ：スプレイ液滴直径

PWR を模擬した NUPEC 実験によりスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定

2. 2 評価条件

表 1 に評価条件を示す。なお、評価対象炉心は評価結果が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定して評価を実施した。(別添参照)

表 1 評価条件 (1 / 2)

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652MWt) の 102%	定格値に定常誤差 (+2%) を考慮
原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料)	評価対象炉心は、評価が厳しくなるウラン燃料装荷炉心を設定。 長半減期核種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。
サイクル数 (バッチ数)	4	
原子炉格納容器に 放出される 核分裂生成物量、放出時間	NUREG-1465 に基づき Cs 類 : 75% 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス (大破断 LOCA+ECCS 失敗+CV スプレー失敗シーケンスを含む) を代表する NUREG-1465 記載の放出割合 (Gap Release~Late in-Vessel までを考慮) を設定。
原子炉格納容器等への エアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定
代替格納容器スプレーポンプ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
代替格納容器スプレーポンプによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/d	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみた値を設定。
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部以外 : 3%	現行許認可 (添付書類十) の考え方に同じ。

表1 評価条件 (2/2)

評価条件	使用値	選定理由
アニュラス部体積	7,860m ³	設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備 ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス 負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。
アニュラス空気浄化設備 微粒子フィルタによる 除去効率	0~78分 : 0% 78分~ : 99%	使用条件での設計値を基に設定。
評価期間	7日間	7日後以降の放出量の増加は軽微であることを踏まえて設定。

3. 評価結果

Cs-137の大気中への放出放射エネルギーは、事象発生から7日後までのCs-137の放出放射エネルギーの総量を評価した結果、約5.1TBqである。審査ガイドに示された100TBqを下回り、環境への影響を小さくとどめることができる。

図3に大気放出過程を、図4及び図5に放出放射エネルギーの推移グラフを示す。