

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 53 条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）

（その 1：多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への
対応を除く。）

2023 年 3 月 10 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所高速実験炉部

有効性評価の解析における炉心の設定

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の解析にあつては、標準平衡炉心 (BOC) の炉心特性を基本としている。

炉心の燃焼状態等が解析条件に与える影響は、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータの解析に係るものとして、原子炉停止系統、反応度係数及び崩壊熱への影響を考慮する必要がある。

これらの影響の考慮として、以下に示すように、保守的な条件を設定又は不確かさの影響評価においてその影響を確認している。

解析に使用した条件を第 1 表に示す。

原子炉停止系統

- 制御棒及び後備炉停止制御棒のスクラム反応度は、制御棒及び後備炉停止制御棒の核的寿命末期における個数密度を考慮して設定。(制御棒誤引き抜きによる過出力の解析では燃焼を未考慮)

反応度係数

- 基本ケースでは、標準平衡炉心 (BOC) の反応度係数を設定。
- 計算コードの不確かさと熱膨張率の不確かさに、炉心構成、燃料初期組成、燃焼状態 (BOC/EOC) の影響を含めて 20%、30%の不確かさ幅を設定^[1]し、炉心損傷防止措置及び起因過程の不確かさの影響評価において、その影響を確認している。なお、燃焼状態 (BOC/EOC) による反応度係数の差は 2%以下である。
- 有効性評価において、不確かさ幅は、合理的な範囲で考慮すれば良いが、反応度係数の不確かさの影響の重要性を鑑みて、あえて不確かさの上下限を設定するとともに、その不確かさをあえて重畳させて不確かさの影響を保守的に考慮している。

崩壊熱

- 基本ケースでは、連続運転により炉心燃料が標準平衡炉心 (EOC) の平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値 (最適評価値) を設定している。
- 格納容器応答過程の不確かさの影響評価において、計算コードの不確かさに余裕を加えて 10%の不確かさを設定し、その影響を確認している。なお、再配置・冷却過程においては、熔融燃料の移行量として、発熱量の不確かさの影響を確認している。

[1] : 第 32 条 (炉心等) に係るまとめ資料

第 1 表 有効性評価の解析に使用した条件

スクラム反応度	後備炉停止制御棒の核的寿命末期
反応度係数ノミナル	標準平衡炉心燃焼初期 (BOC)
反応度係数の不確かさ	炉心支持板温度係数 : ±20%、炉心支持板温度係数以外 : ±

	30%と評価（炉心損傷防止及び起因過程）。
崩壊熱ノミナル	標準平衡炉心燃焼末期(EOC)の平均燃焼度（約 39000MWd/t）
崩壊熱の不確かさ	約 39,000MWd/t × 1.1
Cs 放出量評価	約 39,000MWd/t

参考 設計基準事故の解析条件

スクラム反応度	停止制御棒の核的寿命末期
反応度係数	標準平衡炉心燃焼初期(BOC) 炉心支持板温度係数：±30%、炉心支持板温度係数以外：±40%と評価。
崩壊熱	90,000MWd/t × 1.1
被ばく評価	90,000MWd/t

第 1 部

S u p e r - C O P D

5. 有効性評価への適用性

第4章の妥当性確認の結果を踏まえ、関連する物理現象について、有効性評価への解析モデルの適用性を述べる。

有効性評価における解析モデルでは、中間熱交換器や空気冷却器等の冷却材への伝熱特性に関わる熱伝達や、各コンポーネント及び系統の流動特性に関わる圧力損失について実験相関式を使用しており、それらは4.2.2項で示した各プラントの試験解析で用いた実験相関式を用いている。また、各解析モデルのノード分割については、有効性評価の対象である「常陽」で実施された「常陽」MK-II自然循環試験の試験解析及び「もんじゅ」で実施された試験解析での知見を参照して設定した。

(1) 「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」

「常陽」MK-II自然循環試験を対象とした試験解析により、『原子炉炉心熱計算モデル』及び『原子炉炉心流動計算モデル』の「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」に対する妥当性確認を行った。『原子炉炉心熱計算モデル』として、炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデル（炉心平均チャンネルモデル）^[6]と全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデル（原子炉全集合体モデル）^[7]を用いた解析の実績があり、試験データとの比較から、両解析モデルで炉心出口温度について妥当な結果が得られることを確認している。「常陽」の有効性評価では炉心平均チャンネルモデルを採用しており、本解析モデルは実機の試験データとの比較による妥当性が確認されており、「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」の評価に対して適用できる。

(2) 「炉上部プレナム温度成層化」

炉上部プレナム温度成層化については、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」で測定された軸方向温度分布データを用いて、『炉上部プレナム熱流動計算モデル』の妥当性が確認されている。「常陽」の炉上部プレナム内での温度成層化の挙動は、「もんじゅ」での内筒内側のプレナム部で生じる現象と同様であり、「もんじゅ」解析モデルと同様の熱輸送の遅れを考慮したノード分割モデルを採用した「常陽」解析モデルの妥当性確認に、「もんじゅ」による妥当性確認の結果を適用できる。よって、本解析モデルは、「炉上部プレナム温度成層化」の評価に対して適用できる。

(3) 「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」、「1次主冷却系のポンプフローコーストダウン」及び「主中間熱交換器熱交換」

「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ1次冷却系自然循環予備試験」及び「EBR-II自然循環試験」を対象とした試験解析により、『1次主冷却系熱計算モデル』及び『1次主冷却系流動計算モデル』

の「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」、「1次主冷却系のポンプフローコーストダウン」に対する妥当性確認を行った。また、「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ1次冷却系自然循環予備試験」、「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」及び「EBR-II自然循環試験」を対象とした試験解析により、『中間熱交換器熱計算モデル』の「主中間熱交換器熱交換」に対する妥当性確認を行った。これらの解析モデルは、実機の試験データとの比較による妥当性が確認されており、「1次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」、「1次主冷却系のポンプフローコーストダウン」及び「主中間熱交換器熱交換」の評価に対して適用できる。また、上記の試験解析において、温度及び流量が試験結果と良く一致しており、各ループの伝熱特性及び各部の圧力損失が適切にモデル化されていることが確認できていることから1ループでの自然循環に対しても、適用は可能である。

(4) 「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」

「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」及び「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」を対象とした試験解析により、『2次主冷却系熱計算モデル』及び『2次主冷却系流動計算モデル』の「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」に対する妥当性確認を行った。本解析モデルは、実機の試験データとの比較による妥当性確認を行っており、「2次主冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）」の評価に対して適用できる。また、上記の試験解析において、温度及び流量が試験結果と良く一致しており、各ループの伝熱特性及び各部の圧力損失が適切にモデル化されていることが確認できていることから1ループでの自然循環に対しても、適用は可能である。

(5) 「主冷却機除熱（強制通風、自然通風）」

「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」及び「もんじゅ空気冷却器自然循環通風測定試験」を対象とした試験解析により、『空気冷却器熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』の「主冷却機除熱」に対する妥当性確認を行った。本解析モデルは、実機の試験データとの比較による妥当性確認を行っており、「主冷却機除熱（強制通風、自然通風）」の評価に対して適用できる（添付2参照）。

以上より、Super-COPDの解析モデルは、各試験の結果との比較により妥当であることを確認し、重要現象に対する不確かさが小さいことを確認した。したがって、Super-COPDは、有効性評価に適用できる。

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の資機材及び手順

目 次

1. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材に対する設計方針
2. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る資機材
 - 2.1 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に係る資機材
 - 2.2 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に係る資機材
 - 2.3 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に係る資機材
 - 2.4 局所的燃料破損（LF）に係る資機材
 - 2.5 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）に係る資機材
 - 2.6 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）に係る資機材
 - 2.7 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に係る資機材
3. 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に係る手順
 - 3.1 各事象に共通の手順
 - 3.2 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）に対する手順
 - 3.3 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）に対する手順
 - 3.4 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）に対する手順
 - 3.5 局所的燃料破損（LF）に対する手順
 - 3.6 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）に対する手順
 - 3.7 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）に対する手順
 - 3.8 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）に対する手順

3.6.1.3 安全容器内の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

(1) 概要

本手順は、安全容器内の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した際に、損傷炉心物質等を安全容器内で保持・冷却するためのコンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却に係る手順である。

(2) 成功基準

コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却に必要な操作は、安全容器内に移行した損傷炉心物質を安全容器内で冷却・保持することが達成できるように実施する。

(3) 操作手順

- ① 事象発生（1次主冷却系の配管（内管）破損）から原子炉自動停止の確認までは、3.6.1.1節に同じである。
- ② 運転員A及びBは、原子炉冷却材温度が高温、高圧に至ると判断する。
 - ※ 補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗し、かつ、原子炉容器のナトリウム液位が1次主冷却系の循環に必要な液位を下回った場合に原子炉冷却材が高温、原子炉冷却材バウンダリ等が高圧に至ると判断する。
- ③ 運転員（中央制御室）A、B、D及びEは、以下により原子炉の状態を監視する。
 - ・ 1次アルゴンガス系の圧力を監視する。
 - ※ 上記の監視には、原子炉カバーガスの圧力検出器を用いる。
 - ※ 1次アルゴンガス系の圧力が所定の圧力に達した場合、1次アルゴンガス系安全板が開放されることを確認する。
 - ※ 1次アルゴンガス系の安全板の開放は、警報により確認する。
 - ・ 格納容器の温度、圧力及び線量率を監視する。
 - ※ 上記の監視には、格納容器の温度検出器、格納容器の圧力検出器及び格納容器内高線量エリアモニタを用いる。
 - ※ 格納容器の温度、圧力又は線量率が原子炉保護系（アイソレーション）の作動設定値に達した場合、格納容器のアイソレーションを確認する。
 - ・ 安全容器内の圧力を監視する。
 - ※ 上記の監視には、安全容器呼吸系の圧力検出器を用いる。
 - ・ コンクリート遮へい体冷却系の運転状況を監視する。
 - ※ 上記の監視には、コンクリート遮へい体冷却系の温度検出器、冷却水の流量検出器を用いる。
- ④ 運転員（中央制御室）B及びEは、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの安全容器部への通気風量及びコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる（第3.6.1.3.1図参照）。
- ⑤ 運転員（中央制御室）A及びBは、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判

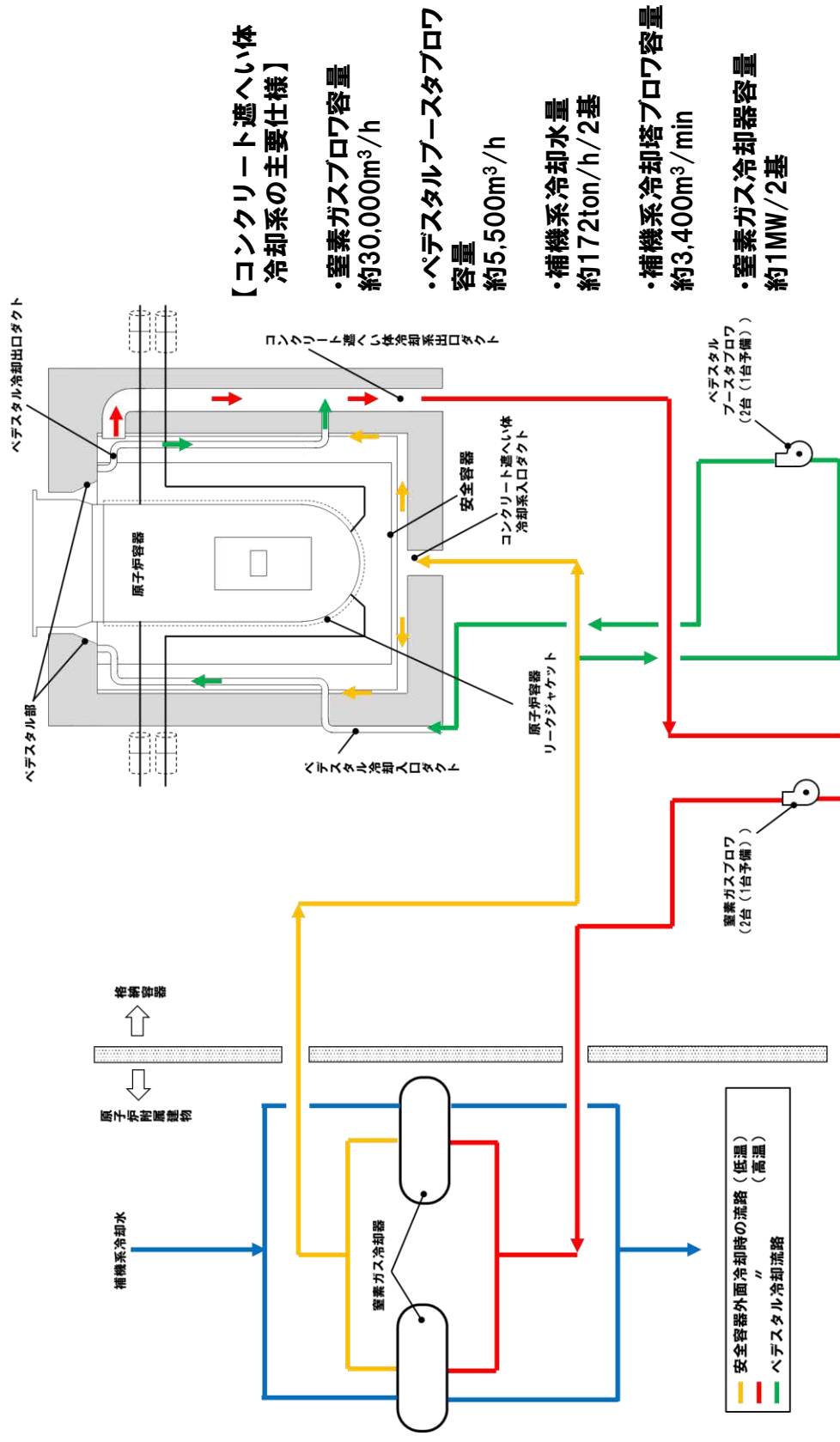
断し、冷却状態を監視する。

※ 安全容器内の圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室での操作である。

上記の④の操作は、30分以内に実施することが可能である。



【コンクリート遮へい体冷却系の主要仕様】

- 窒素ガスフロー容量 約30,000m³/h
- ベデスタルプースタプロフ容量 約5,500m³/h
- 補機系冷却水量 約172ton/h/2基
- 補機系冷却塔プロフ容量 約3,400m³/min
- 窒素ガス冷却器容量 約1MW/2基

コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却の概念図

【コンクリート遮へい体冷却系の試験検査】
 安全容器外面冷却の窒素ガス流量及びベデスタル部の窒素ガス流量は、工場試験におけるQ-SP特性曲線等を用い、プロフの出口圧力を測定することにより確認する。
 補機系冷却水量は、流量検出器を用い、測定することにより確認する。
 窒素ガス冷却器の容量は、運転データより総括熱伝達係数を計算し、所定の温度差において、所定の除熱量が確保されることを計算により確認する。

第 3. 6. 1. 3. 1 図 コンクリート遮へい体冷却系による安全容器外面冷却の補足

(1/5) : コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却の概念図

3.6.2.2 安全容器外の1次主冷却系の配管（内管及び外管）の破損が重畳した場合の炉心損傷防止措置の機能喪失時手順

(1) 概要

本手順は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内管）が破損し、原子炉が自動停止した後の崩壊熱除去中に同一区画の1次主冷却系の配管（外管）が破損し、さらに、補助冷却設備による崩壊熱除去機能を喪失した際に、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却（第3.6.2.2.1図参照）により、炉心の崩壊熱を除去するための手順である。

(2) 成功基準

コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時から継続して運転するものであり、給水流量の増大、窒素ガス流路の切り替えのための操作を除いて、基本的な手順は監視となる。

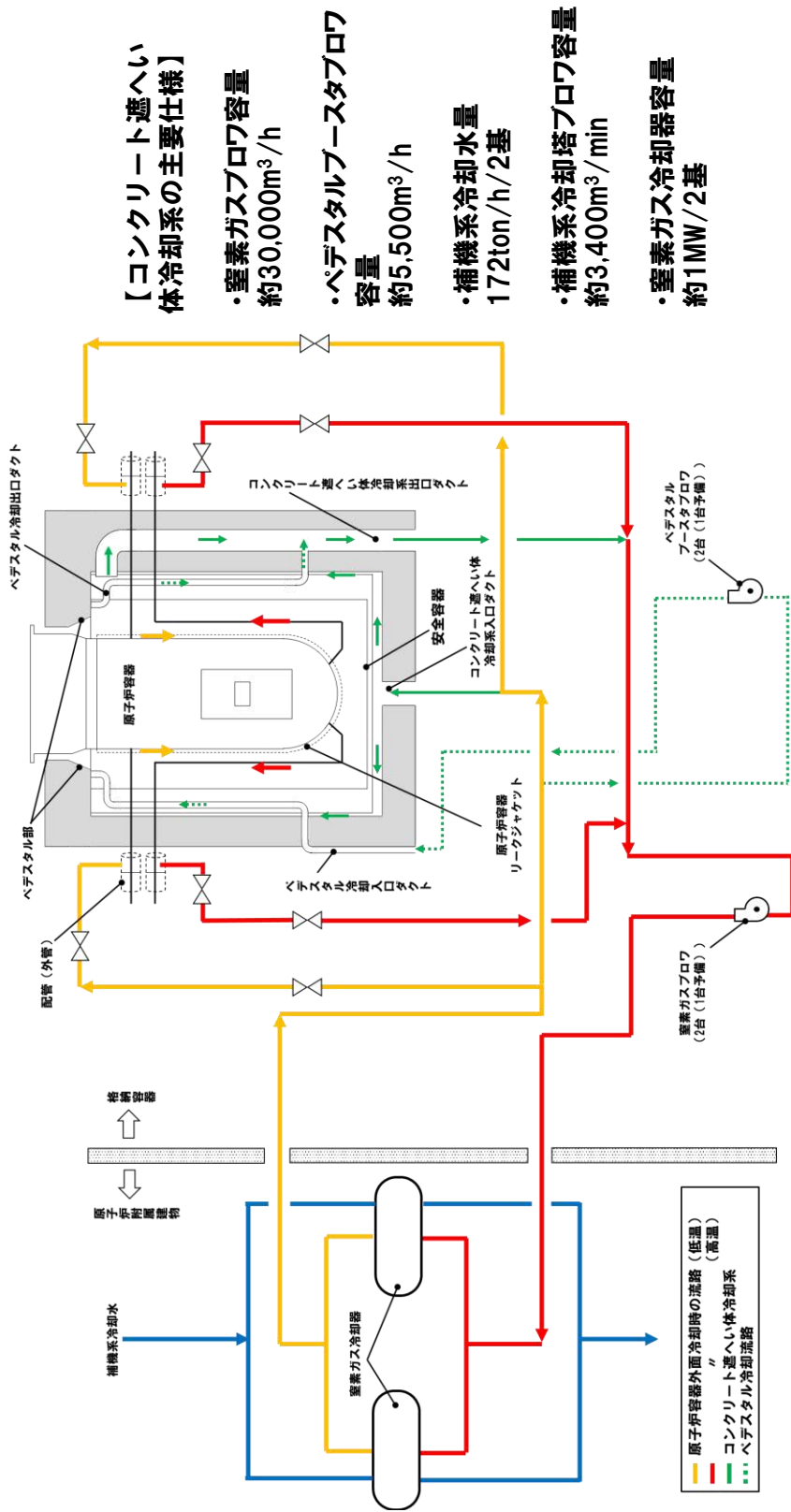
(3) 操作手順

- ① 事象発生（1次主冷却系の配管（内管）破損）から原子炉自動停止の確認までは、3.6.2.1節に同じである。
- ② 運転員（中央制御室）A及びBは、原子炉冷却材温度が上昇すると判断する。
※ 補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗した場合、原子炉冷却材温度が上昇すると判断する。
- ③ 運転員（中央制御室）B及びCは、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器のリークジャケットに通気するように窒素ガスの流路を切り替えると同時に、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガス冷却器の通水流量を増加させる。
- ④ 運転員（中央制御室）A、B、C及びDは、コンクリート遮へい体冷却系により崩壊熱が正常に除去されていることを監視する。
※ 上記の監視には、コンクリート遮へい体冷却系の温度検出器、冷却水の流量検出器を用いる。

(4) 操作の成立性

上記の操作は、現場作業を伴わない中央制御室のみでの操作である。

- 1次冷却材の漏えいにより窒素ガス流路を喪失する場合を除く事故時に使用可能（コンクリート遮へい体冷却系を予熱窒素ガス系と接続し、原子炉容器等の二重構造の間隙部に窒素ガスを通気）
- コンクリート遮へい体冷却系は、主冷却系と独立した系統



コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の概念図

【コンクリート遮へい体冷却系の試験検査】
 原子炉容器外面冷却の窒素ガス流量は、圧力損失特性（計算値）を用い、プロフの出口圧力を測定することにより確認する。
 補機系冷却水量は、流量検出器を用い、測定することにより確認する。
 窒素ガス冷却器の容量は、運転データより総活熱伝達係数を計算し、所定の温度差において、所定の除熱量が確保されることを計算により確認する。

第 3.6.2.2.1 図 コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の補足

FLUENTの妥当性確認解析（「常陽」MK-III炉心の定常運転データとの比較）

1. 緒言

商用CFDコード（FLUENT）の「常陽」体系での熱流動評価への適用性確認として、原子炉容器内の各部の圧力損失、各種集合体内の圧力損失及び伝熱係数等が設定されていることを確認するために、「常陽」MK-III炉心体系における140MW出力での定格運転時を対象とした解析を実施し、実測データ[1]との比較を行った。

FLUENTの解析モデルでは、下部プレナムと炉上部プレナムを接続する1次補助冷却系及び炉心支持板に存在する下部プレナムから炉上部プレナムへの漏洩部についてモデル化の対象から除外しているため、炉心通過流量について、原子炉容器入口流入流量を補正する必要がある。ケース1として、原子炉容器外の解析モデルに着目し、下部プレナムから炉上部プレナムへのリーク流量を含む1次主循環流量を炉心部通過流量として原子炉容器内でのヒートバランスを保存し、原子炉容器出入口温度を一致させて、安全容器等の各計測点での温度を比較した解析と、ケース2として、炉心部のモデル化に着目して、1次主循環流量から1次補助冷却系へのバイパス流量及びリーク流量を除いた炉心部通過流量を原子炉容器入口流量として、各燃料集合体出口での各計測点温度との比較を行った解析の2ケースを実施した。

2. 解析モデル

2.1 解析範囲

第1図に解析体系を示す。図の中心から左半分のコールドレグ配管を通る断面と、右半分のホットレグ配管を通る断面を合わせて示している。

解析体系は、構造領域として、健全状態の炉心部（燃料集合体等の他、炉内燃料貯蔵ラック等を含む。）、炉心支持構造（炉心支持板含む。）、炉心上部機構（フィンガー部含む。）、原子炉容器、リークジャケット（保温パネル含む。）、原子炉容器振止構造物、遮へいグラフィット、安全容器、炭素鋼板遮へい体、ペDESTAL部をモデル化し、流体領域として、炉上部プレナム部、下部プレナム部、炉心部（集合体内部及び集合体間ギャップ部含む）、窒素ガス領域（リークジャケット内側、原子炉容器振止構造物内、ペDESTAL部、安全容器内上部及び下部、コンクリート遮へい体冷却系流路）をモデル化している。なお、コールドレグ配管領域及びホットレグ配管領域については、配管等が存在する領域を非計算領域として設定している。

「外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」及び「1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」での格納容器破損防止措置の解析においてはリークジャケットから内側の領域（ただし、炉心損傷物質の範囲及びその上部の領域を除く。）、「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」の格納容器破損防止措置での安全容器外面冷却の解析においては原子炉容器の外側の領域、「1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」の格納容器破損防止措置での原子炉容器外面冷却についてはリークジャケットから内側の領域について、基本的に同じ解析モデル（ただし、解析モデルの一部及び境界条件等は評価条件に合わせて設定）を使用している。

2.2 炉内流路構成要素圧力損失係数

第1表に示すように、解析対象であるMK-III（140MW出力時）での炉心構成時の各部構成要素の圧力損失係数を設定した。

2.3 ふく射モデル

第2図に、本解析で設定したふく射伝熱を考慮する領域をそれぞれ示す。本解析では、原子炉容器外面とリークジャケットとの間（ふく射1）、保温パネルと遮へいグラフィイトとの間（ふく射2）及び安全容器と炭素鋼遮へい体との間（ふく射3）について、設計値に基づいて、窒素ガス層を挟む構造物間のふく射伝熱を考慮した。第2表にふく射伝熱を設定した箇所とふく射率を示す。ふく射モデルには、FLUENTに実装されているサーフェス間(S2S)ふく射モデル[2]を用いた。

3. 解析条件

3.1 ナトリウム入口流量条件

第3表に、流量配分評価の専用コード GENERAL[3]で評価したナトリウム入口流量（境界条件）を示す。本解析モデルでは、下部プレナムから炉心部をバイパスして炉上部プレナムに流れる漏洩部及び1次補助冷却系での逆流についてはモデル化の対象外としている。そのため、ケース1では原子炉容器から外側のモデル化に着目し、原子炉容器の出入口温度差が一致するように漏洩部の通過流量も含めた流量を設定した。ケース2では炉心部のモデル化に着目し、原子炉入口流量から漏洩部の通過流量（リーク流量）を除き、炉心部（高圧プレナム及び低圧プレナム）の通過流量とモデル化の対象である炉内燃料貯蔵ラックの通過流量を設定した。第4表に各領域の流量配分（評価値）を示す。

3.2 炉心出力

第5表に炉心出力の一覧を示す。炉心の各流量領域と各発熱領域での値を設定した。解析では、燃料ペレットが装荷される領域に一定の発熱密度を設定する。

3.3 その他の境界条件

第6表にその他の境界条件の一覧を示す。ナトリウム及び窒素ガス出口には圧力境界を設定した。壁面の熱的条件として、コンクリート遮へい体ライナ内表面、ペDESTALコンクリート外側、ナトリウム液面には断熱境界を設定した。壁面の速度に関する境界条件として、すべり無し条件を設定した。また、ステンレスの薄板による積層構造となっているリークジャケット外側保温パネルをモデル化し、その熱伝導率を設定した。

3.4 解析スキーム

第7表に、主要な解析スキームについて一覧を示す。乱流モデルは Realizable $k-\epsilon$ を使用し、圧力・速度との連成解析を実施した。空間離散化スキームについては、運動量、乱流エネルギー、乱流散逸率とエネルギーは2次精度風上差分法を採用した。なお、ポロシティ及び圧力損失式を設定した領域は、すべて層流領域とした上で、それに隣接する壁境界はすべり条件を設定した。

それ以外の壁境界は、すべりなし条件を設定した。また、ナトリウム液面に対しては、液面ですべり条件となる上に法線方向に圧力勾配がないとする境界条件を設定した。

4. 解析結果

4.1 ケース1（原子炉容器外モデルの妥当性確認）

第8表に原子炉容器外の各部温度について、解析結果と計測結果を比較して示す。また、第3図に各部の計測位置を示す。ケース1では、定格出力に対して全流量（第3表参照）をナトリウム入口流量とした。このとき、原子炉容器出口ナトリウム温度は499.1℃となり実測値と一致することを確認した。局所的には差が見られる箇所もあるが、相対差について各領域での平均値は、原子炉容器壁面温度（外側表面）では約8%、遮へいグラファイトでは約12%、安全容器（外側表面）では約6%、炭素鋼遮へい体（内側表面）では約8%となり、FLUENTによる解析結果は妥当であると判断した。

第5図に代表的な高さ位置として、原子炉容器上部のGL-7, 200mmでの、原子炉容器から安全容器に向かう径方向の温度分布を示す。計測点が少ないが、各領域での熱伝導率等の違いに従って特徴的な温度低下を示し、妥当な結果が得られることを確認した。

第6図にコールドレグ配管中心を通る垂直方向断面の温度分布を示し、第7図にホットレグ配管中心を通る垂直方向断面の温度分布を示す。燃料集合体が存在する炉心中心部で温度が上昇し、炉上部プレナム内及び中間プレナムの中央部まで高温の領域となる。第5図に示した原子炉容器からの径方向温度分布に示したように、保温パネルで温度が低下し、遮へいグラファイト領域では温度はほぼ一様となった。このように、原子炉容器壁面での解析結果と計測値との差は小さく、原子炉容器とリークジャケット間のふく射による伝熱モデル等の設定が妥当であることを確認した。遮へいグラファイト、安全容器と遮蔽体での解析結果についても計測値との差は小さく、遮へいグラファイト上部の窒素ガス領域と安全容器外部の窒素ガス領域のふく射設定が妥当であることを確認した。

4.2 ケース2（炉心部モデルの妥当性確認）

第9表に、FLUENTの解析結果のうち炉心部の流量配分とGENERALコードによる炉心部の流量配分の設定値との比較を示す。設定値を基準とした解析結果との相対差で評価した。各領域での通過流量はほぼ一致しており、炉心部のモデル化（圧力損失の設定）が妥当であることを確認した。また、第10表に、燃料集合体出口での解析結果と、燃料集合体上方の炉心上部機構のフィンガー部に設置された温度計で計測される温度との比較を示す。比較は入口温度からの温度上昇幅で評価している。炉心部の内側及び外側炉心を構成する各燃料集合体（1～5列）の出口温度は、入口温度からの温度上昇について概ね再現していることが分かる。第8図に各燃料集合体出口温度（温度上昇幅）の比較を示す。内側炉心では相対差は10%以下となり平均値は約4%となった。外側炉心では局所的に差の大きな箇所があるが概ね20%以下であり、平均値は約6%となった。炉心部での温度が重要となる評価事故シーケンスの解析（原子炉容器外面冷却）では、炉心通過流量は定格運転時とは異なり、小さい値となることから、計測値との差はより小さくなるものと考えられる。

以上の結果から、炉心部で設定した解析モデルが妥当であることを確認した。

5. 評価事故シーケンスへの適用性

本妥当性確認解析と同じく、健全炉心状態を保持する原子炉容器外面冷却に係る評価事故シーケンスでは、原子炉容器内において、高温となる炉心部では浮力が卓越して上昇流が発生し、高圧プレナムから炉心部を通過して炉上部プレナム部に冷却材が移動する。この上昇流による流体移動を補うように、発熱が小さく、浮力の影響が小さな反射体及び遮へい集合体部、並びに炉内燃料貯蔵ラック部では、その内部を通過する下降流が生じ、反射体及び遮へい集合体部では低圧プレナムから燃料集合体が接続する高圧プレナムへ、炉内燃料貯蔵ラック部では高圧プレナム入口部から高圧プレナムへ、それぞれ低温の冷却材が流れこみ、原子炉容器内で循環流れが形成される。上記の本妥当性確認解析により、原子炉容器内各部の伝熱特性及び圧力損失が設定されていることが確認できており、温度分布と圧力損失で決定される当該評価事故シーケンスにおける原子炉容器内の熱流動解析に適用可能であると判断できる。また、FLUENTを用いて別途実施されているナトリウム試験装置（PLANDTL-1 [4] [5]及びPLANDTL-2 [6]）を対象にした試験解析においても、低流量条件下での集合体ラック管間ギャップ部及び模擬燃料集合体内の温度分布を再現できることが示されている。

6. 結言

「常陽」MK-III炉心体系における140MW出力での定格運転時の実測データを用いてFLUENTの「常陽」体系モデルに対する妥当性確認解析を行い、計測結果との比較からFLUENTでの解析モデルの妥当性について確認し、FLUENTによる解析モデルの高速実験炉「常陽」の原子炉安全容器内熱流動評価への適用性を確認した。

参考文献（一部未公開の資料を含む）：

- [1] 「常陽」140MW 定格運転時のプラントデータ採取報告（抜粋）、一課（15）—1682.
- [2] R. Siegel and J. R. Howell, "Thermal Radiation Heat Transfer", Hemisphere Publishing Corporation, Washington DC, 1992.
- [3] 宮越博幸、佐藤和二郎、他、「汎用炉内流量配分解析コードの開発と適用解析」、日本原子力学会「1994 春の年会」、J11、1994.
- [4] 浜瀬、今井、菊地、堂田、田中、「ナトリウム冷却高速炉の自然循環崩壊熱除去時における炉容器内熱流動解析評価手法整備（1）ポーラスボディモデルを用いたサブチャンネルCFD解析の適用性確認」、日本原子力学会2019年春の年会、2019年3月、3I08.
- [5] 田中、菊地、浜瀬、村上、藤崎、今井、「ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備（燃料集合体間ギャップ部の熱流動解析モデルの予備検討）」、日本機械学会茨城講演会、2020年8月、304.
- [6] A. Ono, M. Tanaka, Y. Miyake, E. Hamase, and T. Ezure, "Preliminary analysis of sodium experimental apparatus PLANDTL-2 for development of evaluation method for thermal-hydraulics in reactor vessel of sodium fast reactor under decay heat removal system operation condition", Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, 7(3), (2020), pp1-11, [DOI: 10.1299/mej.19-00546].

第1表 MK-III (140MW) 炉内流路構成要素圧力損失係数

流路要素		圧力損失係数 ^{*1)}	圧力損失係数の定義			
			定義場所	等価直径 (mm)	流路面積 (mm ²)	
内側炉心	第0,1列	$\zeta = 1.303 \cdot Re^{-0.001518}$	エントランスノズル内径	34.0	907.9	
	第2列	$\zeta = 1.747 \cdot Re^{-0.0201}$	〃	〃	〃	
	第3列	$\zeta = 2.410 \cdot Re^{-0.01470}$	〃	〃	〃	
外側炉心	第3列	$\zeta = 2.410 \cdot Re^{-0.01470}$	〃	〃	〃	
	第4列	$\zeta = 2.921 \cdot Re^{-0.006033}$	〃	〃	〃	
	第5列	$\zeta = 5.012 \cdot Re^{-0.004421}$	〃	〃	〃	
炉心集集体部		$\zeta = 147.1 \cdot Re^{-0.2067}$	燃料東部	2.48	1755.0	
反射体	内側	$\zeta = 1.853 \cdot Re^{-0.01025}$	オリフィス径	5.8	26.42	
	外側A	オリフィス部	$\zeta = 2.615 \cdot Re^{-0.04844}$	〃	5.6	24.63
		内部流配	$\zeta = 0.0881 \cdot Re^{0.01534}$	〃	3.9	11.95
遮へい集集体 (B ₄ C)		$\zeta = *2)$	エントランスノズル内径	27.0	572.56	
制御棒/ 後備炉停止棒 ^{*3)}	内側	$\zeta = 28.112 \cdot Re^{-0.0505}$	エントランスノズル内径	34.0	907.9	
	外側	$\zeta = 28.112 \cdot Re^{-0.0505}$	〃	〃	〃	
中性子源		$\zeta = 16.21$	エントランスノズル内径	27.7	579.8	
炉内貯蔵ラック		$\zeta = 41.08 \cdot Re^{-0.2}$	オリフィス径	10.0	78.54	
炉内貯蔵ラック周辺のガス抜き		$\zeta = 1.005$	ガス抜き孔径	5.0	19.64	
炉容器側壁バルクへの漏えい		$\zeta = 2.301 \cdot 10^4 \cdot Re^{-1.0}$	フランジ面ギャップ	0.1	346.7	
炉心構造物取付部ガス抜き		$\zeta = 1.005$	ガス抜き孔径	5.0	19.64	
補助冷却系への逆流		$\zeta = 713.6$	配管内径	81.1	5166.0	
炉心構造物底板ガス抜き		$\zeta = 1.005$	ガス抜き孔径	5.0	19.64	
高圧プレナム入口		$\zeta = 2.105$	入口部	90.0	1.91 \cdot 10^5	
上部 嵌合部	内側炉心	$\zeta = 76.44$	エントランスノズル上部嵌合部	0.5	35.30	
	外側炉心	$\zeta = 76.44$	〃	〃	〃	
	反射体	内側	$\zeta = 76.44$	〃	〃	〃
		外側A	$\zeta = 68.52$	〃	〃	33.42
	遮へい集集体 (B ₄ C)		$\zeta = 68.52$	〃	〃	〃
	制御棒/ 後備炉停止棒	内側	$\zeta = 76.44$	〃	〃	35.30
外側		$\zeta = 76.44$	〃	〃	〃	
下部 嵌合部	内側炉心	第0,1列	$\zeta = 21.65 \cdot Re^{-0.2824}$	エントランスノズル下部嵌合部	0.2	13.82
		第2列	$\zeta = 12.33 \cdot Re^{-0.2145}$	〃	〃	〃
		第3列	$\zeta = 24.33 \cdot Re^{-0.2990}$	〃	〃	〃
	外側炉心	第3列	$\zeta = 24.33 \cdot Re^{-0.2990}$	〃	〃	〃
		第4列	$\zeta = 59.65 \cdot Re^{-0.3778}$	〃	〃	〃
		第5列	$\zeta = 2.650 \cdot 10^4 \cdot Re^{-1.029}$	〃	〃	〃
	内側反射体		$\zeta = 8.201 \cdot Re^{-0.18}$	〃	0.2	13.82
	遮へい集集体 (B ₄ C)		$\zeta = 0.4315 \cdot Re^{-0.01}$	〃	〃	13.03
	遮へい集集体スリット付		$\zeta = 6.606 \cdot Re^{-0.017}$	〃	9.0	600.8
	制御棒/ 後備炉停止棒	内側	$\zeta = 1.209 \cdot Re^{-0.007}$	〃	0.3	20.71
外側		$\zeta = 1.209 \cdot Re^{-0.007}$	〃	〃	〃	
集集体部	B型照射燃料集集体		$\zeta = 3.305$	エントランスノズル内径	20.0	314.2
	C型照射燃料集集体		$\zeta = 1.021$	〃	〃	〃
	材料照射用反射体CMIR		$\zeta = 91.49 \cdot Re^{-0.006}$	〃	〃	〃
上部 嵌合部	B型照射燃料集集体		$\zeta = 76.44$	エントランスノズル上部嵌合部	0.5	35.30
	C型照射燃料集集体		$\zeta = 76.44$	〃	〃	〃
	材料照射用反射体CMIR		$\zeta = 76.44$	〃	〃	〃
下部 嵌合部	B型照射燃料集集体		$\zeta = 23.81 \cdot Re^{-0.299}$	エントランスノズル下部嵌合部	0.2	13.82
	C型照射燃料集集体		$\zeta = 23.81 \cdot Re^{-0.299}$	〃	〃	〃
	材料照射用反射体CMIR		$\zeta = 23.81 \cdot Re^{-0.299}$	〃	〃	〃

・制御棒 (MK-II仕様)

制御棒/ 後備炉停止棒	内側	$\zeta = 27.98 \cdot Re^{-0.11}$	エントランスノズル内径	34.2	919.3	
	外側	$\zeta = 27.98 \cdot Re^{-0.11}$	〃	〃	〃	
下部 嵌合部	制御棒/ 後備炉停止棒	内側	$\zeta = 1.209 \cdot Re^{-0.007}$	エントランスノズル下部嵌合部	0.3	20.97
		外側	$\zeta = 1.209 \cdot Re^{-0.007}$	〃	〃	〃

*1) $\Delta P = \zeta \cdot (v^2/2g) \cdot \gamma$ (ΔP : kg/m², v : m/sec, γ : kg/m³, g : m/sec²)

*2) オリフィス部圧損係数 (711.77)、バンドル部 ($727.18 \cdot Re^{-0.50369}$)

(照射課メモ-11-05: 遮へい集集体の原子数密度及び圧力損失式について、

照射課メモ-14-005: 遮へい集集体の圧力損失式の訂正について 参照)

*3) MK-III仕様 (技術課メモ-7-48 MK-III標準平衡炉心流量配分計画<スリット付遮蔽体装荷本数の検討>「沖の式」より導出)

第2表 ふく射伝熱の設定箇所とふく射率

設定箇所 (第2図)	関連表面 (物性)	ふく射率 ε
ふく射1	炉容器外側表面 (ステンレス鋼 SUS304)	0.55
	リークジャケット内側表面 (ステンレス鋼 SUS304)	0.55
ふく射2	保温パネル外側表面 (ステンレス鋼 SUS304)	0.55
	遮へいグラファイト内側表面 (黒鉛)	0.80
ふく射3	安全容器外側表面 (炭素鋼 SB42)	0.95
	炭素鋼遮蔽体内側表面 (炭素鋼 SB42)	0.95

第3表 解析条件の設定 (GENERAL コードによる設定)

	ケース1	ケース2
ナトリウム入口流量 (kg/s)	742.36 (計測流量)	709.92 (漏洩部流量を除く)
目的	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器外のモデル化の妥当性確認 原子炉容器外各計測点での温度比較 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心部周辺のモデル化の妥当性確認 各燃料集合体出口での温度比較

第4表 GENERAL の流量配分 (MK-III (140MW))

位置	流量配分 (kg/s)	体数
炉心 1 列	27.620	3
2 列	110.052	12
3 列	121.164	14
4 列	196.192	24
5 列	157.692	22
(高圧プレナム合計)	612.721	—
材料照射用反射体	1.270	4
制御棒	19.643	6
内側反射体	6.885	36
外側反射体+中性子源	16.942	96
遮へい集合体	19.055	96
(低圧プレナム合計)	63.795	—
炉内燃料貯蔵ラック	33.398	30
小計 1 (モデル化対象)	709.914	—
上部嵌合部漏洩 (高圧側)	16.431	169
構造物ガス抜き	0.943	2
上部嵌合部漏洩 (低圧側)	5.392	145
炉容器側壁バルク	2.980	1
炉内燃料貯蔵ラック周辺ガス抜き	1.932	4
1 次補助冷却系逆流	4.768	1
小計 2 (モデル化対象外)	32.446	—
合計	742.36	—

第5表 MK-III (140MW) 炉心における各領域での発熱量の設定

種類	列	本数	合計出力(MW)
内側燃料集合体 (1列目)	1	3	6.723
内側燃料集合体 (2列目)	2	12	25.619
内側燃料集合体 (3列目)	3	6	12.156
外側燃料集合体 (3列目)	3	8	16.689
外側燃料集合体 (4列目)	4	24	43.297
外側燃料集合体 (5列目)	5	22	31.589
内側反射体	5, 6	36	1.0340
外側反射体	6, 7, 8	96	0.87403
遮へい集合体	9, 10	93	1.1643
遮へい集合体 (10A6)	10	1	
遮へい集合体 (10C6)	10	1	
遮へい集合体 (10E6)	10	1	
制御棒	3	4	0.4159
制御棒	5	2	0.12242
材料照射用反射体	0, 1	4	0.29521
炉内燃料貯蔵ラック (発熱領域)	11	16	0.0068479
炉内燃料貯蔵ラック (発熱領域)	11	1	0.0142
炉内燃料貯蔵ラック (非発熱領域)	11	13	0
合計	—	—	140

第6表 妥当性確認解析の境界条件

項目	単位	ケース1	ケース2	
原子炉入口 Na 流量	A ループ	kg/s	371.18	354.957
	B ループ	kg/s	371.18	354.957
遮へいコンクリート冷却系入口窒素ガス流量	m ³ /h	16,300		
遮へいコンクリート冷却系入口窒素ガス温度	°C	25.1		
ペDESTAL部入口窒素ガス流量	m ³ /h	3,800		
ペDESTAL部入口窒素ガス温度	°C	33.8		
ペDESTALコンクリート上面温度	°C	57.45		
保温パネル熱伝導率	kcal/m·h°C	0.18		

第7表 主要な解析スキーム一覧

	入力名	入力 (値)
解析モデル	空間	3次元
	時間進展	1次精度陰解法
	乱流粘性モデル	Realizable k- ϵ 2方程式乱流モデル
	壁条件	標準壁関数
	熱伝達	考慮
	ふく射	考慮 (S2S モデル)
離散化手法	運動量	2次精度風上差分法
	乱流エネルギー	2次精度風上差分法
	乱流散逸率	2次精度風上差分法
	エネルギー	2次精度風上差分法
その他	重力加速度	-9.80665 [m/s ²]

第8表 原子炉容器外での温度分布の比較（ケース1）

計測位置	熱電対番号	計測結果 (T _m)	解析結果 (T _s)	相対差 (T _s -T _m /T _m)
原子炉容器出口 (A)	—	499.0	499.1	0.00
原子炉容器出口 (B)	—	497.0	499.1	0.00
原子炉容器壁面温度（外側表面）（相対差の平均値：0.08）				
下部鏡板近傍	TE71-116	329.7	350.5	0.06
下部鏡板近傍	TE71-117	332.3	351.0	0.06
下部鏡板近傍	TE71-118	326.2	350.5	0.07
仕切板近傍	TE71-119	356.1	367.2	0.03
仕切板近傍	TE71-120	352.6	383.4	0.09
中間部近傍	TE71-121	429.4	407.3	0.05
炉心頂部高さ	TE71-124	488.7	482.5	0.01
上部近傍	TE71-125	485.7	498.0	0.03
上部近傍	TE71-126	489.3	497.8	0.02
上部近傍	TE71-127	489.8	495.7	0.01
液面近傍	TE71-128	480.1	463.7	0.03
液面近傍	TE71-129	480.6	457.9	0.05
接合部近傍	TE71-130	288.2	255.9	0.11
接合部近傍	TE71-131	273	247.4	0.09
下部振れ止め	TE71-134	111	86.4	0.22
下部振れ止め	TE71-135	126.4	83.5	0.34
遮へいグラフィット（相対差の平均値：0.12）				
底部付近	TE83-01	62.3	83.1	0.33
底部付近	TE83-02	59.7	83.0	0.39
仕切板高さ付近	TE83-03	80.8	85.4	0.06
仕切板高さ付近	TE83-04	81.4	85.3	0.05
中間部高さ付近	TE83-05	91.4	89.1	0.02
中間部高さ付近	TE83-06	91.2	88.7	0.03
中間部高さ付近	TE83-07	92.2	88.6	0.04
中間部高さ付近	TE83-08	103.1	89.1	0.14
炉心頂部高さ付近	TE83-09	98	92.0	0.06
炉心頂部高さ付近	TE83-10	97	91.8	0.05
上部高さ付近	TE83-11	106.2	96.2	0.09

上部高さ付近	TE83-12	109.2	95.9	0.12
安全容器（外側表面）（相対差の平均値：0.06）				
底部中央付近	TE83-13	28.2	29.1	0.03
原子炉容器底部高さ付近	TE83-14	50.9	52.8	0.04
中間部高さ付近	TE83-15	59.7	57.6	0.04
中間部高さ付近	TE83-16	55.9	57.2	0.02
上部高さ付近	TE83-17	67.4	63.0	0.06
上部高さ付近	TE83-18	70.4	59.6	0.15
炭素鋼遮へい体（TE83-21～24：内側表面）（相対差の平均値：0.08）				
窒素ガス流入部	TE83-19	26	28.7	0.11
底部	TE83-20	26.9	29.1	0.08
中間部高さ付近	TE83-21	34.1	29.8	0.13
中間部高さ付近	TE83-22	33.2	29.7	0.10
上部高さ付近	TE83-23	35.8	36.8	0.03
上部高さ付近	TE83-24	37.8	35.6	0.06

第9表 FLUENTによる流量配分の解析結果 (ケース2)

位置	解析結果 (kg/s) (F ₁)	GENERAL 設定値 (kg/s) (F ₀)	相対差 (F ₁ -F ₀ /F ₀)
内側燃料集合体 (1 列)	27.5	27.6	0.004
内側燃料集合体 (2 列)	109.6	110.1	0.005
内側・外側燃料集合体 (3 列)	120.8	121.2	0.003
外側燃料集合体 (4 列)	195.6	196.2	0.003
外側燃料集合体 (5 列)	157.2	157.7	0.003
高圧プレナム合計	610.7	612.7	0.003
材料照射用反射体 (0, 1 列)	1.3	1.3	0.000
制御棒	20.0	19.6	0.020
内側反射体	7.3	6.9	0.058
外側反射体+中性子源	16.8	16.9	0.006
遮へい集合体	20.4	19.1	0.068
低圧プレナム合計	65.8	63.8	0.031
炉内燃料貯蔵ラック	33.3	33.4	0.003
合計	709.8	709.9	0.000

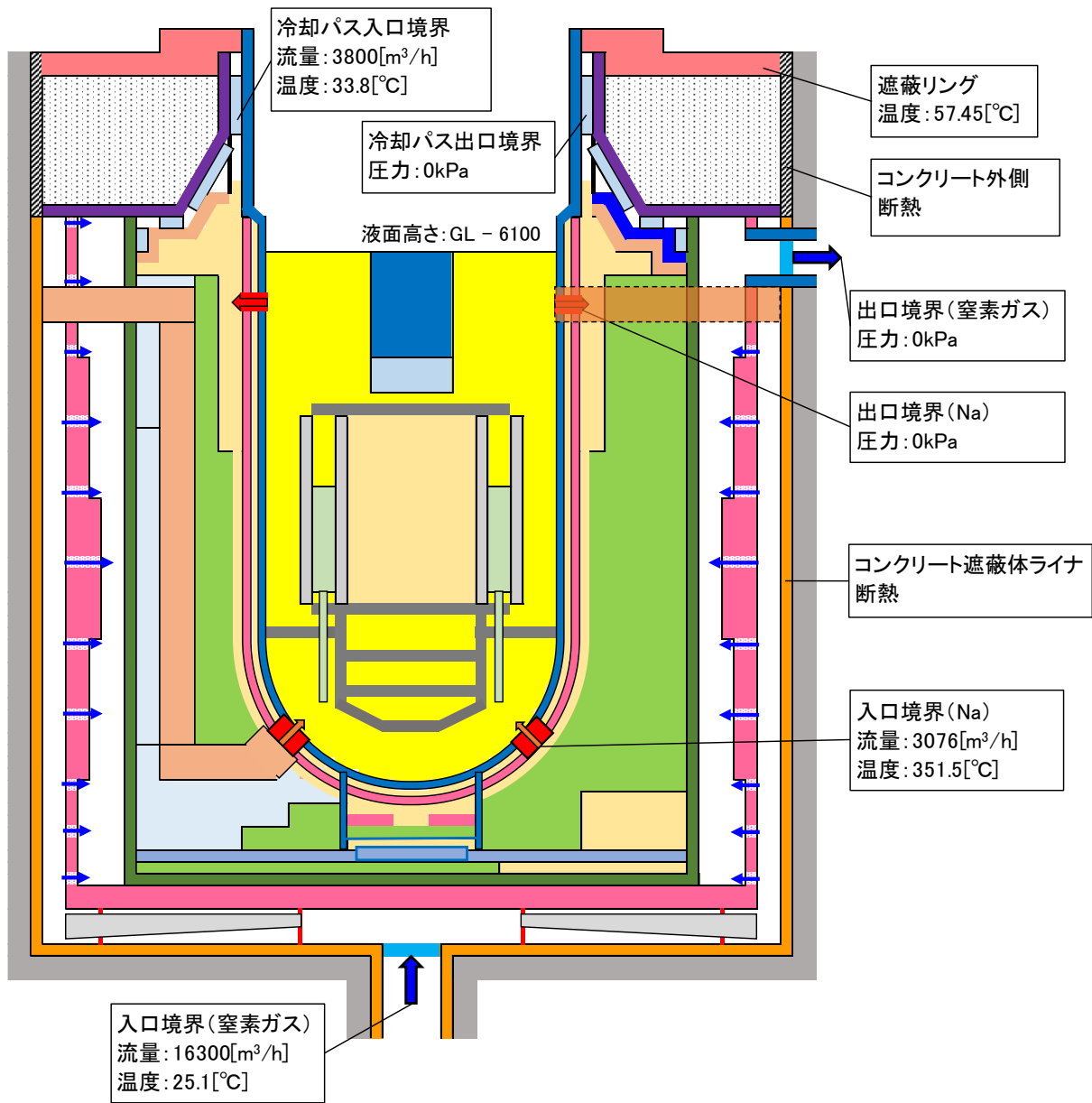
第 10 表 温度分布比較 (ケース 2)

(*) 原子炉容器入口温度 (T_{in}) : 351.5°C (A・Bループの平均値)

計測位置		温度 (°C)		入口温度 (*) からの 温度上昇 ($T-T_{in}$) (°C)		相対差 ($ dT_s - dT_m $ / dT_m)
		計測 (T_m)	解析 (T_s)	計測 (dT_m)	解析 (dT_s)	
出口 Na 温度	A ループ	499.0	505.9	147.5	154.4	0.05
	B ループ	497.0	505.9	145.5	154.4	0.06
内側 1 列	1a1	538.9	542.6	187.4	191.1	0.02
内側 1 列	1c1	540.1	543.1	188.6	191.6	0.02
内側 1 列	1e1	543.0	543.1	191.5	191.6	0.00
内側 2 列	2a1	529.6	533.9	178.1	182.4	0.02
内側 2 列	2a2	526.0	533.9	174.5	182.4	0.05
内側 2 列	2b1	529.6	534.1	178.1	182.6	0.03
内側 2 列	2b2	525.4	534.7	173.9	183.2	0.05
内側 2 列	2c1	524.3	534.9	172.8	183.4	0.06
内側 2 列	2c2	530.7	534.8	179.2	183.3	0.02
内側 2 列	2d1	524.9	534.8	173.4	183.3	0.06
内側 2 列	2d2	526.6	534.8	175.1	183.3	0.05
内側 2 列	2e1	527.8	534.9	176.3	183.4	0.04
内側 2 列	2e2	541.3	534.5	189.8	183.0	0.04
内側 2 列	2f1	541.9	534.4	190.4	182.9	0.04
内側 2 列	2f2	525.4	534.0	173.9	182.5	0.05
内側 3 列	3b2	530.1	535.4	178.6	183.9	0.03
内側 3 列	3b3	544.2	535.7	192.7	184.2	0.04
内側 3 列	3c2	526.6	535.7	175.1	184.2	0.05
内側 3 列	3e2	535.4	535.5	183.9	184.0	0.00
内側 3 列	3e3	548.3	535.2	196.8	183.7	0.07
内側 3 列	3f2	522.5	535.0	171.0	183.5	0.07
外側 3 列	3a1	545.4	540.4	193.9	188.9	0.03
外側 3 列	3a2	547.1	540.3	195.6	188.8	0.03
外側 3 列	3b1	547.7	540.3	196.2	188.8	0.04
外側 3 列	3c1	526.0	541.1	174.5	189.6	0.09
外側 3 列	3d1	538.9	541.3	187.4	189.8	0.01

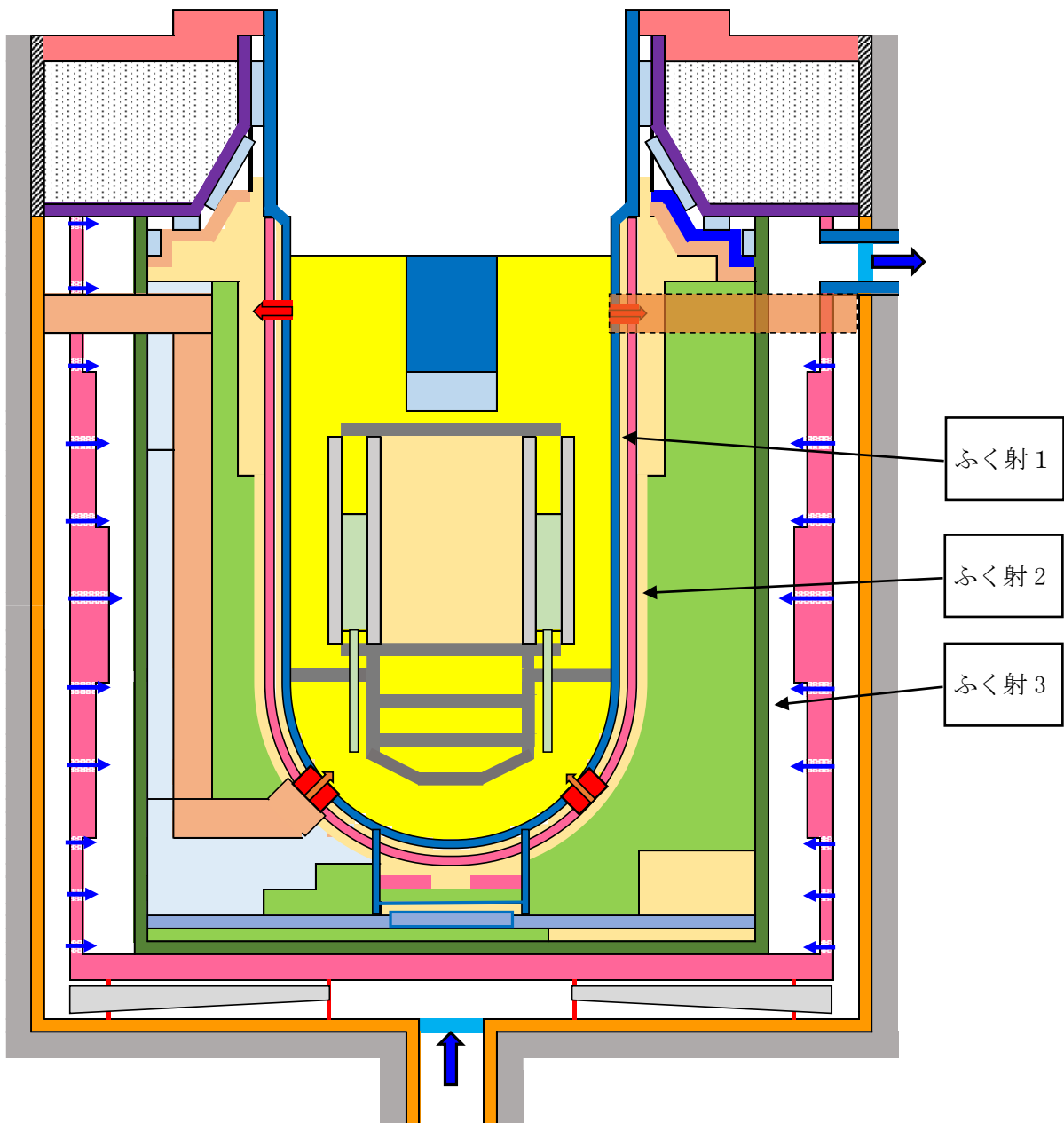
計測位置		温度 (°C)		入口温度 (*) からの 温度上昇 (T-T _{in}) (°C)		相対差 (dT _s - dT _m / dT _m)
		計測 (T _m)	解析 (T _s)	計測 (dT _m)	解析 (dT _s)	
外側 3 列	3d2	550.7	541.3	199.2	189.8	0.05
外側 3 列	3e1	537.2	541.0	185.7	189.5	0.02
外側 3 列	3f1	547.7	540.6	196.2	189.1	0.04
外側 4 列	4a1	504.9	524.3	153.4	172.8	0.13
外側 4 列	4a2	519	524.4	167.5	172.9	0.03
外側 4 列	4a3	534.2	524.2	182.7	172.7	0.05
外側 4 列	4a4	518.4	524.2	166.9	172.7	0.03
外側 4 列	4b1	516.1	524.3	164.6	172.8	0.05
外側 4 列	4b2	538.9	524.2	187.4	172.7	0.08
外側 4 列	4b3	538.3	525.0	186.8	173.5	0.07
外側 4 列	4b4	517.2	525.0	165.7	173.5	0.05
外側 4 列	4c1	521.3	524.7	169.8	173.2	0.02
外側 4 列	4c2	525.4	524.7	173.9	173.2	0.00
外側 4 列	4c3	509.6	524.9	158.1	173.4	0.10
外側 4 列	4c4	520.2	525.1	168.7	173.6	0.03
外側 4 列	4d1	508.5	525.1	157.0	173.6	0.11
外側 4 列	4d2	521.3	525.3	169.8	173.8	0.02
外側 4 列	4d3	524.9	525.1	173.4	173.6	0.00
外側 4 列	4d4	519.0	525.0	167.5	173.5	0.04
外側 4 列	4e1	490.8	524.8	139.3	173.3	0.24
外側 4 列	4e2	532.5	524.5	181.0	173.0	0.04
外側 4 列	4e3	542.4	524.8	190.9	173.3	0.09
外側 4 列	4e4	537.2	524.5	185.7	173.0	0.07
外側 4 列	4f1	500.2	524.1	148.7	172.6	0.16
外側 4 列	4f2	530.1	524.1	178.6	172.6	0.03
外側 4 列	4f3	521.9	524.2	170.4	172.7	0.01
外側 4 列	4f4	519.6	524.2	168.1	172.7	0.03
外側 5 列	5a2	516.6	507.6	165.1	156.1	0.05
外側 5 列	5a3	513.1	508.0	161.6	156.5	0.03
外側 5 列	5a4	507.9	507.9	156.4	156.4	0.00
外側 5 列	5a5	495	508.0	143.5	156.5	0.09

計測位置		温度 (°C)		入口温度 (*) からの 温度上昇 (T-T _{in}) (°C)		相対差 (dT _s - dT _m / dT _m)
		計測 (T _m)	解析 (T _s)	計測 (dT _m)	解析 (dT _s)	
外側 5 列	5b3	533.1	508.3	181.6	156.8	0.14
外側 5 列	5b4	533.1	508.7	181.6	157.2	0.13
外側 5 列	5b5	516.6	508.2	165.1	156.7	0.05
外側 5 列	5c1	500.8	507.9	149.3	156.4	0.05
外側 5 列	5c3	513.1	508.6	161.6	157.1	0.03
外側 5 列	5c4	520.2	508.8	168.7	157.3	0.07
外側 5 列	5c5	502.0	508.7	150.5	157.2	0.04
外側 5 列	5d2	510.8	508.8	159.3	157.3	0.01
外側 5 列	5d3	507.9	508.6	156.4	157.1	0.00
外側 5 列	5d4	513.7	508.8	162.2	157.3	0.03
外側 5 列	5d5	500.2	508.4	148.7	156.9	0.06
外側 5 列	5e3	513.1	508.2	161.6	156.7	0.03
外側 5 列	5e4	537.2	508.3	185.7	156.8	0.16
外側 5 列	5e5	509.0	507.8	157.5	156.3	0.01
外側 5 列	5f1	495.0	507.2	143.5	155.7	0.08
外側 5 列	5f3	529.6	507.9	178.1	156.4	0.12
外側 5 列	5f4	523.7	508.0	172.2	156.5	0.09
外側 5 列	5f5	500.8	507.6	149.3	156.1	0.05



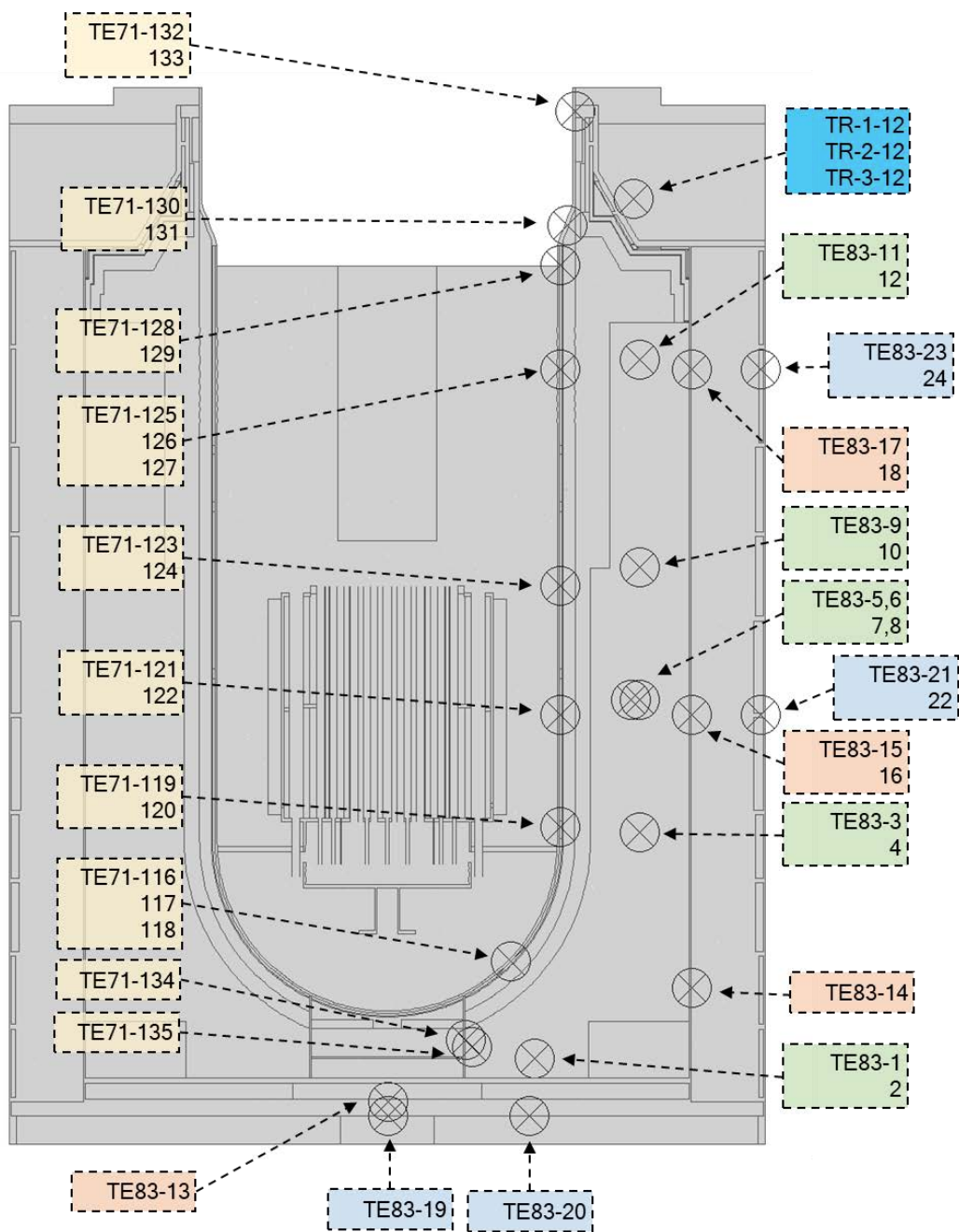
第1図 解析モデルの概略図(鉛直面)

(中心から、左半分のコールドレグ配管を通る断面と、右半分のホットレグ配管を通る断面を合わせて示している。)

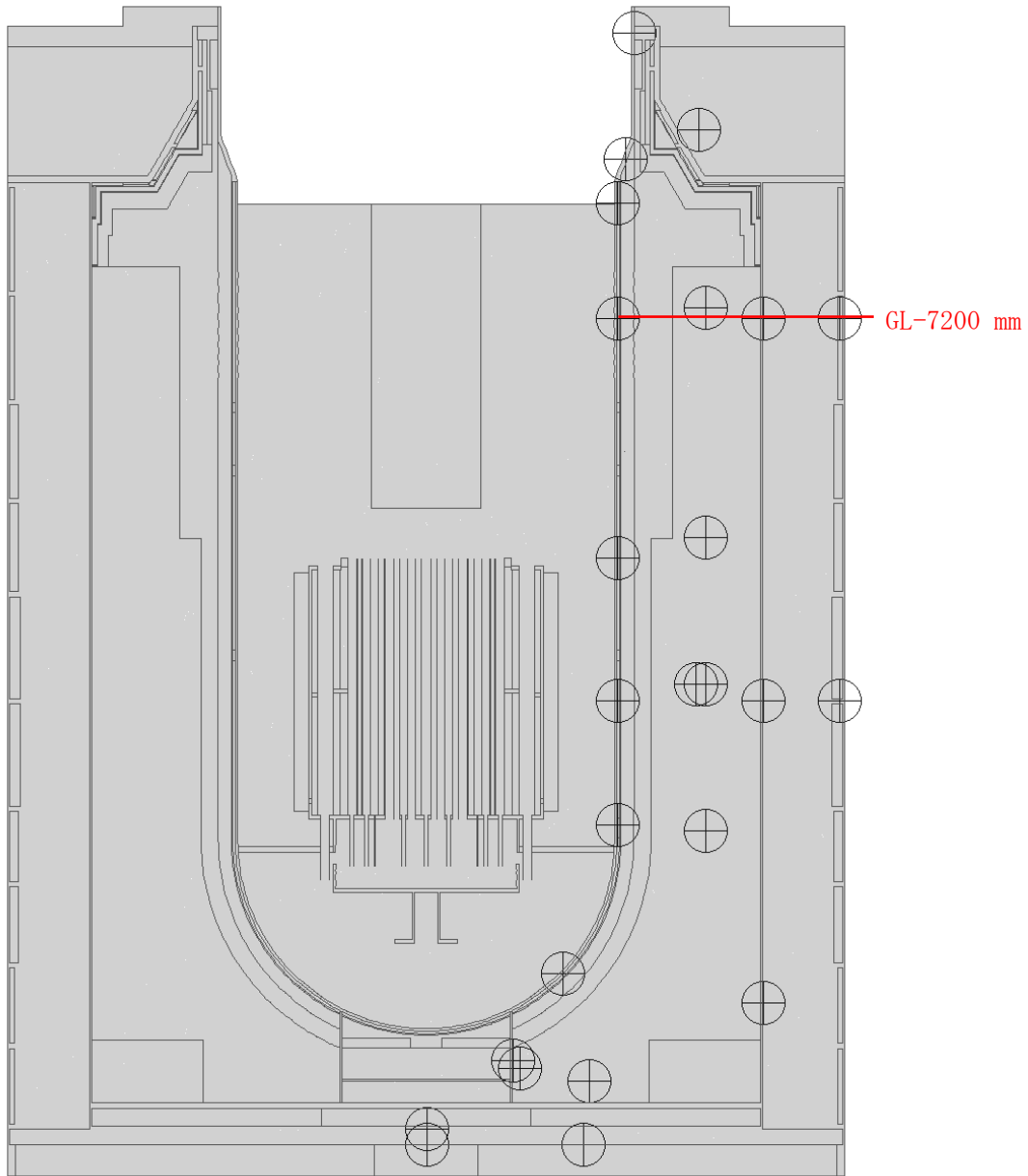


第2図 ふく射を設定した領域

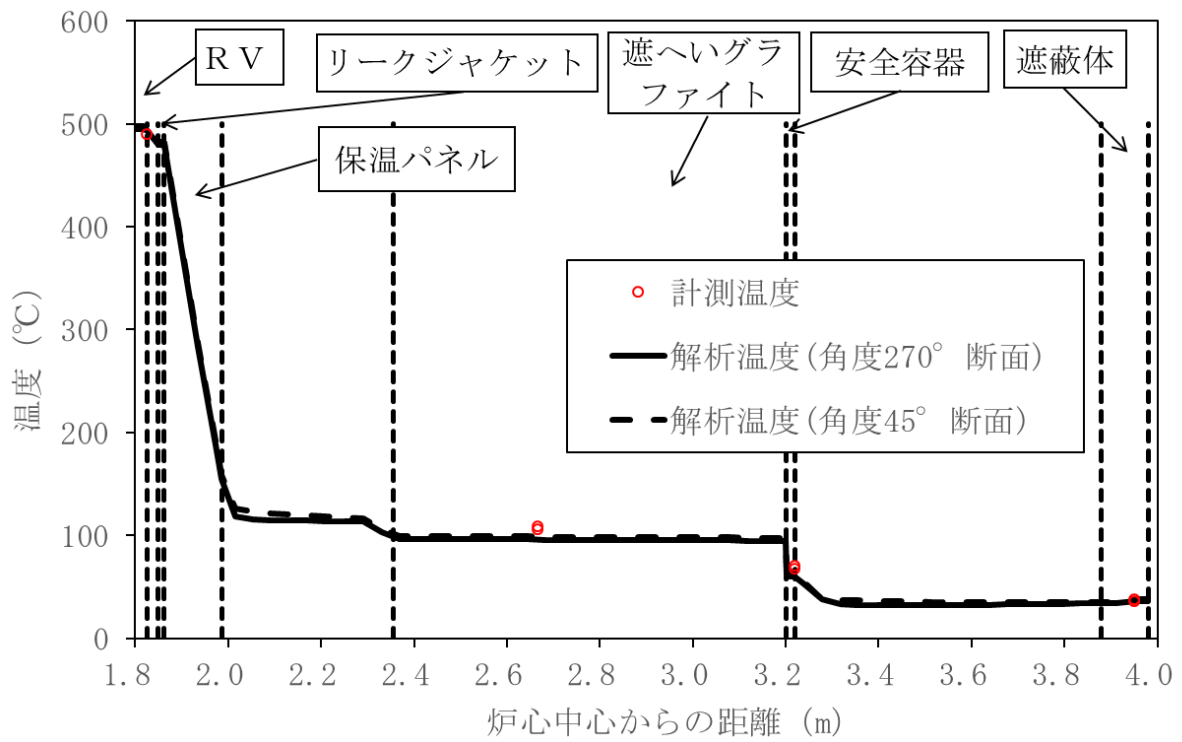
(中心から、左半分のコールドレグ配管を通る断面と、右半分のホットレグ配管を通る断面を合わせて示している。)



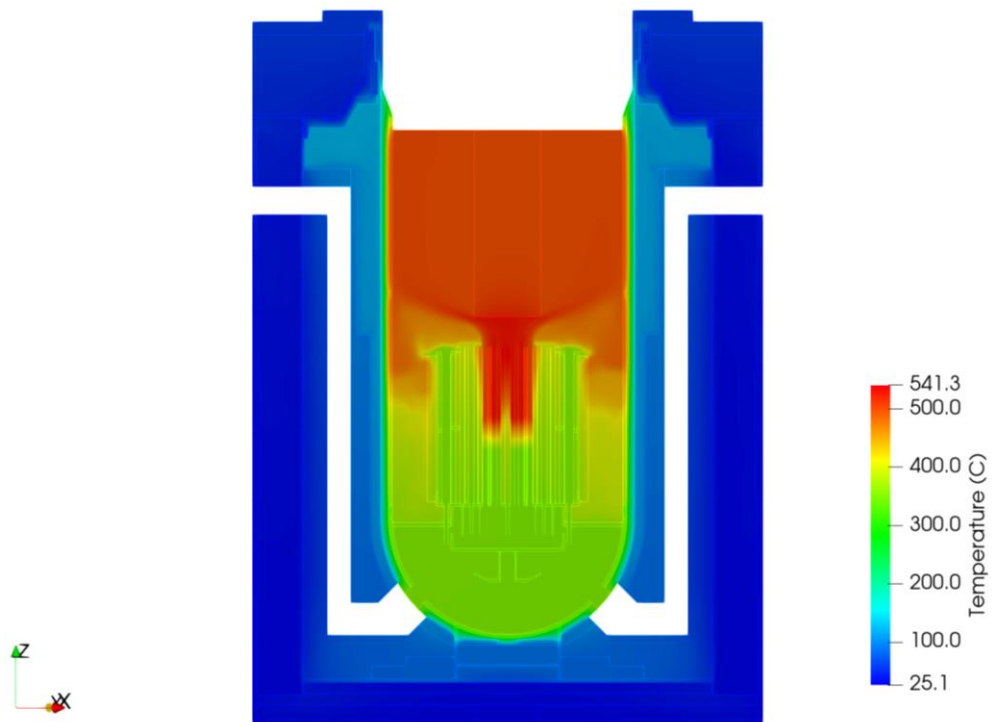
第3図 原子炉容器外各部での温度計測位置 (ケース1)



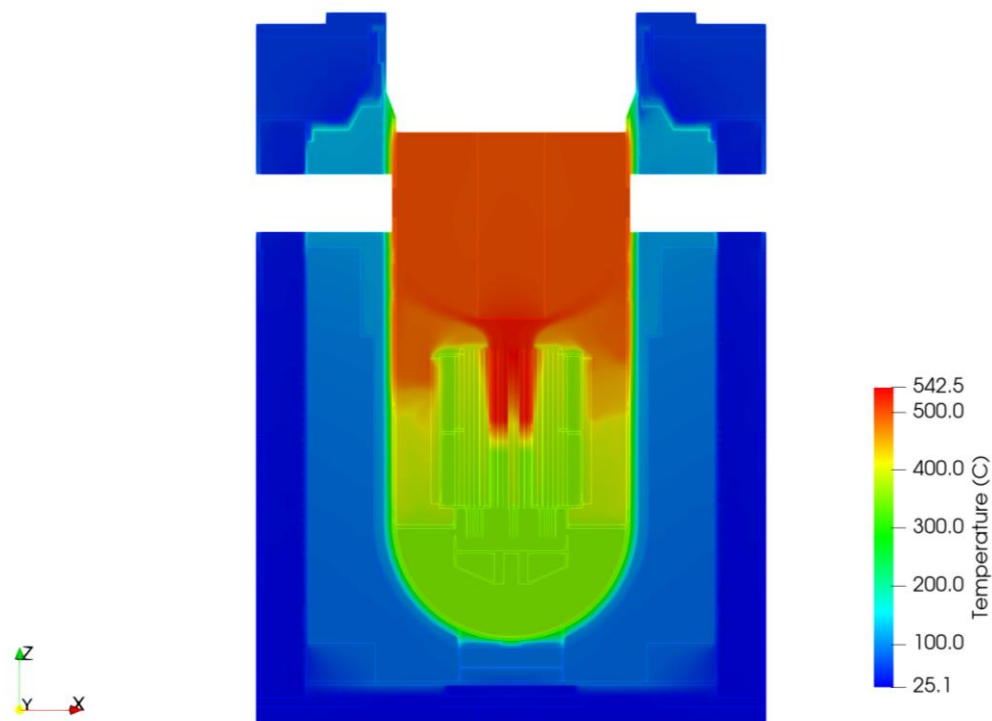
第4図 第5図で示す径方向分布の断面位置 (GL-7200)



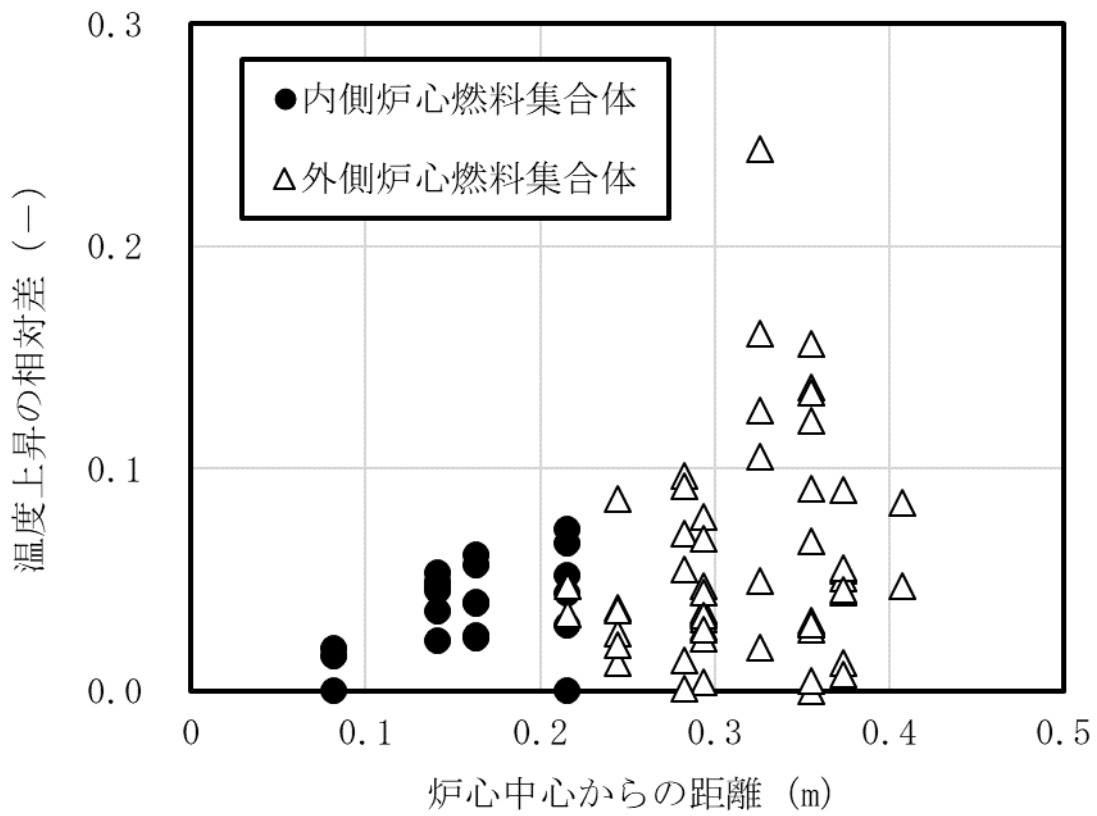
第5図 代表高さ (GL-7200mm) での径方向温度分布 (ケース1)



第6図 コールドレグ配管中心を通る垂直方向断面の温度分布
(ケース1)



第7図 ホットレグ配管中心を通る垂直方向断面の温度分布
(ケース1)



第8図 各燃料集合体出口温度の比較 (ケース2)
 (全平均: 約5%、内側炉心平均: 約4%、外側炉心平均: 約6%)

10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

10.1 概要

原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。

(10) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材及び資機材の機能に必要な関連設備をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。

(1) 資機材の設計方針

資機材は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。

- (i) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合における環境条件において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
- (ii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
- (iii) 健全性を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
- (iv) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において本来の用途以外の用途として使用する資機材にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- (v) 原子炉施設内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- (vi) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない操作場所を選

定すること。

- (vii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- (viii) 二以上の試験研究用等原子炉施設と共用しないものであること。
- (ix) 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
 - a. 設計基準事故に対処するための設備に対して、可能な限り多様性及び独立性を考慮する。
 - b. 格納容器破損防止措置は、炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定して措置を整備する。
 - c. 基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、原子炉の停止機能に係る資機材は耐震 S クラスとする。
 - d. 火災により機能を喪失しないよう火災防護対策を講じる。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、資機材を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止並びに早期に火災の感知及び消火を行うことができるように必要な火災防護対策を講じる。
 - e. 電源が必要な資機材は、非常用電源設備又は仮設電源設備から給電する。なお、非常用電源設備の燃料は、4 日間以上の連続運転に必要な量を貯留するものとする。
- (x) 可搬型の資機材にあつては、以下に掲げる設計とする。
 - a. 常設設備と容易かつ確実に接続することができるものとする。
 - b. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の設置及び操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所を選定すること。
 - c. 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう常設設備と異なる保管場所に保管すること。
 - d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において運搬し、通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものとする。

(2) 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。安全施設を資機材として使用するものは、各安全施設の設備に記載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものとする。

a. 制御棒及び制御棒駆動系

設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系」に示す。

b. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、制御棒及び制御棒駆動系による原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。

- イ. 後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により把持するものとし、保持電磁石の励磁断により、自動的に重力等により落下し、炉心に挿入される信頼性の高い設計とする。
- ロ. 後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立し、駆動範囲を空洞にした後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通常運転時から、後備炉停止制御棒の過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に位置し、挿入が阻害されない設計とする。
- ハ. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時の相対変位による衝突及び拘束により挿入性が阻害されず、地震による共通原因により、主炉停止系と同時に機能を喪失しない設計とする。
- ニ. 制御棒及び後備炉停止制御棒は、他の高速炉も含めて、挿入に失敗した事例はなく、実機の実績に基づく設計、製作及び保守により信頼性を確保する。

設備については、「3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系」に示す。

なお、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の動作に必要な信号の発生は、f. 後備炉停止系用論理回路に示すとおり、多様性を備えたものとする。

c. 制御棒連続引抜き阻止インターロック

制御棒連続引抜き阻止インターロックは、運転モードスイッチ「高出力モード」における出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを引抜回路に設けることにより、引抜きを自動的に阻止できるものとする。

d. 原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）

設備については、「6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）」に示す。

e. 原子炉保護系（アイソレーション）

設備については、「6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）」に示す。

f. 後備炉停止系用論理回路

設計基準事故で考慮する安全保護回路の論理回路による原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合に、代替原子炉トリップ信号により作動する後備炉停止系用論理回路を設け、自動的に後備炉停止制御棒を炉心に挿入することにより、原子炉を自動停止できるものとし、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保する。（第10.11.1図参照）。

g. 原子炉冷却材バウンダリ

設備については、「5.2 1次主冷却系」に示す。

h. 冷却材バウンダリ

設備については、「5.3 2次主冷却系」に示す。

- i. 原子炉容器リークジャケット
設備については、「3.11 原子炉容器」に示す。
- j. 原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）
設備については、「5.8 アルゴンガス設備（1）1次アルゴンガス系」に示す。
- k. 格納容器バウンダリ
設備については、「9.2.1 格納容器」に示す。
- l. 1次主冷却系サイフォンブレイク配管
設備については、「5.2 1次主冷却系 5.2.2.3 配管」に示す。
- m. 1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁
設備については、「5.5 補助冷却設備（1）1次補助冷却系」に示す。
- n. 非常用冷却設備及び補助冷却設備
設備については、「5.4 非常用冷却設備及び5.5 補助冷却設備」に示す。
- o. 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）
設備については、「9.2.4 安全容器及び9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系」に示す。
- p. 断熱材及びヒートシンク材
安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器（床下）の安全板を設置する室の鋼製のライナ上に、断熱材及びヒートシンク材（アルミナ）を整備する。
- q. 関連する核計装
設備については、「6.2 核計装」に示す。
- r. 関連するプロセス計装
設備については、「6.3 プロセス計装」に示す。
- s. 遅発中性子法燃料破損検出設備
設備については、「6.4 燃料破損検出系 6.4.2 主要設備（1）遅発中性子法燃料破損検出設備」に示す。
- t. 仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）
原子炉の監視に必要な容量（1.6kVA）を有する2組の仮設電源設備を配備する。
- u. 仮設計器
温度検出器等の指示値の確認に必要な抵抗測定等のための仮設計器を配備する。

(3) 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

- a. 可搬式ポンプ及びホース
可搬式ポンプは、給水に必要な容量（吐出量 100l/min 以上、揚程 20m 以上）を有

する2台（内予備1台）を配備する。また、可搬式ポンプは、エンジン内蔵のポンプとし、SBO時にも使用できるものとする。

可搬式ポンプ駆動用の燃料は、7日間以上にわたる給水が可能な容量（ガソリン200L）を貯蔵し、十分な容量を確保する。

ホースは、給水に必要な容量（10本（20m/本（内予備2本））を配備する。

なお、水源には夏海湖（過去最低貯水量：約193,000m³）を使用する。

b. 水冷却池

設備については、「4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備（1）原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備」に示す。

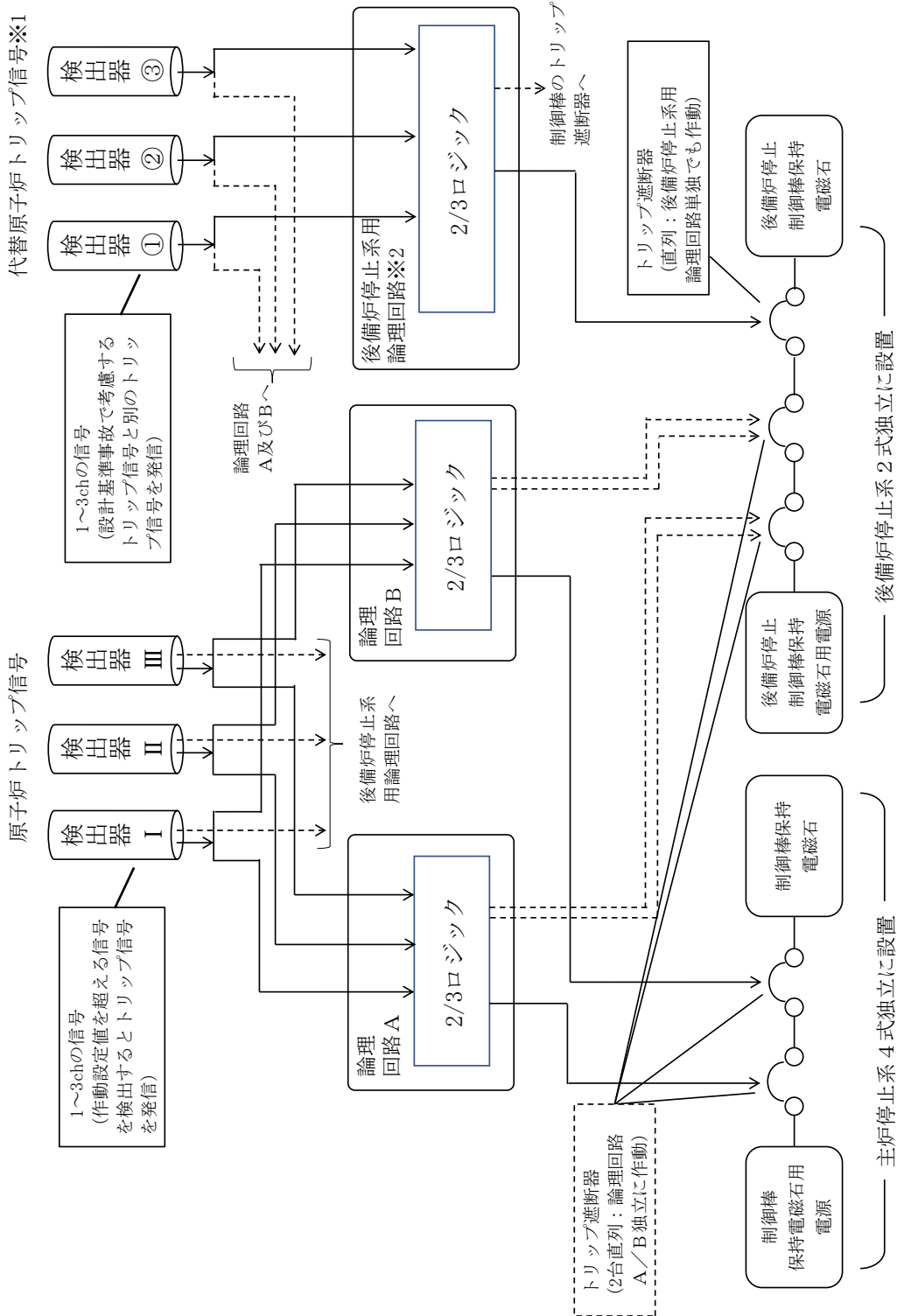
c. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

水冷却浄化設備の各配管に、サイフォン現象による水位低下時に、開口部開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するサイフォンブレイク孔を整備する。

(4) 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定」に係る資機材

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。

資機材の名称	資機材を使用する対策
仮設カバーシート	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
仮設放水設備	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、大規模な火災の消火活動
泡消火設備	大規模な火災の消火活動
特殊化学消火剤	大規模な火災の消火活動
乾燥砂消火剤	大規模な火災の消火活動
消火剤遠隔散布設備	大規模な火災の消火活動
仮設不活性ガス送気設備	大規模な火災の消火活動、格納容器破損緩和対策
仮設給電設備	炉心損傷緩和対策
移動式揚重設備	各対策
資機材運搬車両	各対策
防護機材	各対策



※1：設計基準事故で考慮する原子炉トリップ信号とは別の代替原子炉トリップ信号により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保

※2：設計基準事故で考慮する論理回路とは別の多様化した後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路から多様化したトリップ遮断器を設けることで、論理回路の作動及び後備炉停止制御棒の挿入に係る多様性及び独立性を確保

第 10.11.1 図 後備炉停止系用論理回路概要図 (2 out of 3 の場合)

4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果

4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.1.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を

防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、条件によっては、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記b.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射

能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.1.1 表及び第 4.3.3.1.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.1.3 表及び第 4.3.3.1.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 4 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。なお、これらの値は、「4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針」に基づき、設計値等の現実的な条件を用いたものである。以下同じ。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。

また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1,794°C、540°C 及び 531°C とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。

- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は 4.2 秒とする。
- 7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1 次主循環ポンプの主電動機、2 次主循環ポンプ及び主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1 次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

外部電源喪失により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材温度の上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプのトリップ後は、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 $1,800^{\circ}\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それ

ぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさの影響について、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.1.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が基本ケースの解析に比べ小さくなった。し

かし、結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800°C、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。

a. 解析条件

SAS4Aにおける解析体系を第4.3.3.1.4図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 のチャンネル（以下「SAS4Aチャンネル」という。）で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置図を第4.3.3.1.5図に示す。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約 10%が確保されるものとする。1次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第4.3.3.1.6図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。

- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料の温度低下と収縮により被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.7図及び第4.3.3.1.8図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力/流量比が最も大きいチャンネル（第4.3.3.1.5図のチャンネル12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約71.7秒でチャンネル12のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限界に達する。約70秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力/流量比が大きい1チャンネル（チャンネル12、炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界(0.0%)を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値から約10℃上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負と

なる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コードS I M M E R - I Vにより解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I Vにおける解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I Vにおける初期物質分布を第 4.3.3.1.10 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子（燃料が一旦溶融した後に固化した固体粒子）並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、健全形状の炉心に対して定格運転時の約 10%流量を再現するように出入口圧力を設定する。
- 7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制

御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「LGT」という。）及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。

9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料チャンク（未溶融の固体燃料粒子）とする。

10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.11 図から第 4.3.3.1.13 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 100 秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 115 秒から反応度と原子炉出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。原子炉出力の上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉出力の上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 129 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0\$) を超過する。この時に発生した圧力によって、いったん分散した燃料が再度凝集することにより時刻 131 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 3,700°C である。これらの事象推移における炉心内の物質分布の変動を可視化した解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-200\$未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはなく、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残留した燃料及びスチール（以下「残留炉心物質」という。）にお

いて、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙動の解析においては保守的に炉心物質の粘性を零としている。

iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所を第 4.3.3.1.14 図に示す。

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造材等への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FLUENT で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。**1次主冷却系流量等の境界条件は Super-COPD で計算する。以上の Super-COPD による計算において、全炉心が閉塞した遷移過程終状態での 1次主冷却系流量は定格運転時の約 3%である。**本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 30%から 20%に、

- 炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
 - 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
 - 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性の FP からの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
 - 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を 400 μ m、空隙率を 0.6 とする。
 - 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGT を通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約 50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。従って、遷移過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉心物質の量である炉心インベントリの 80%から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 30%とする。
 - 7) 本評価事故シーケンスの遷移過程の基本ケースでは、事象の開始から約 130 秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラッパ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。このため、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約 130 秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約 420 $^{\circ}$ C、約 420 $^{\circ}$ C及び 350 $^{\circ}$ Cとする。
 - 8) 6) より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 50%とする。
 - 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7) と同様に事象の発生から約 130 秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約 460 $^{\circ}$ Cとする。この残留炉心物質の温度は遷移過程の終状態で炉心に残留する燃料とステールの平衡温度である。また構造材及び冷却材の温度は、1次主冷却系流量等の境界条件を S u p e r - C O P D で計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域の温度である。

- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造（炉心燃料集合体内の上部反射体ペレット下端からハンドリングヘッドの上端までの間に位置する構造物）による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見逃して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの100%とする。また、次節のiv. 機械的応答過程において高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生をSIMMER-IVで解析した結果によると、上部プレナムに放出された損傷炉心物質は炉容器壁近傍の上部プレナム底部に沈降し、その位置にある材料照射ラック及び炉心支持台上面に堆積する。堆積位置の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。
- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、後述する遷移過程の不確かさ影響の評価ケース①における核反応の停止から10秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約5,110°Cの損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた600°Cとする。この温度は上部プレナムに放出された炉心物質と上部プレナム内のナトリウムの平衡温度である。

b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第4.3.3.1.15図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約500°Cまで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度550°Cを超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 50%となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再溶融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃まで上昇するが、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器において、原子炉容器及び原子炉容器内の構造物の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量等により発生する応力は約 10.8MPa (1 次応力) であり、SUS304 について 900℃で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。SUS304 について 900℃を超える温度条件におけるクリープ試験結果を第 4.3.3.1.16 図に示す。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構等 (以下「回転プラグ」という。) の下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器 (床上) へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を SIMMER-IV で解析する。SIMMER-IV における解析体系を第 4.3.3.1.17 図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を AUTODYN で解析する。AUTODYN における解析体系を第 4.3.3.1.18 図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器 (床上) へのナトリウム噴出を PLUG で解析する。PLUG における解析体系を第 4.3.3.1.19 図に示す。

本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) SIMMER-IVによる機械的エネルギー発生の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及び炉心平均スティール温度は、「i）基本ケース ii．遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ3,700℃及び1,470℃とする。なお、炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標として、ここでは炉心平均燃料温度に加えて炉心平均スティール温度も示した。
- 3) 炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生の解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生の解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果は無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スティールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大

値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 25%程度である。機械的エネルギーを発生させる物理現象は溶融した炉心物質とナトリウムの FCI である。FCI では高温物質と低温物質の接触時に単相圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が知られている。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.1% (弾性変形の範囲内) であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間の間だけ、最大約 1.2mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.1% であり、破断伸びである 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮き上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器 (床上) へ噴出することはない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器 (床上) へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の頑健性を確認するために、あえてナトリウムが噴出すると仮定し、格納容器応答過程の解析によりその影響を評価する。

a. 解析条件

計算コード CONTAIN-LMR により解析する。解析体系を第 4.3.3.1. 20 図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器 (床上) 及び外気をモデル化する。
- 2) 不確かさの影響を考慮したとしても、格納容器 (床上) へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて 230kg のナトリウムが噴出すると仮定する。
- 3) ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると

仮定する。

- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、希ガスのFPの100%、揮発性のFPの50%が格納容器（床上）へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は40℃とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮するものとする。
- 7) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応をそれぞれ考慮するものとする。
- 8) Cs-137の格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から冷却材には全量が放出されると仮定し、冷却材中での捕獲及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1. 21 図から第4.3.3.1. 23 図に示す。

ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応する場合についてそれぞれ解析した。

格納容器（床上）の雰囲気の圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約0.93kg/cm²[gage]（約0.092MPa[gage]）まで上昇するが、格納容器の設計圧力1.35kg/cm²[gage]（約0.13MPa[gage]）を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約68℃まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えない。

格納容器（床上）の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約0.76vol%まで上昇するが、燃焼限界濃度の4vol%を下回る。

また、格納容器外へのCs-137の放出について、原子炉冷却材による除去率は90%、格納容器内から格納容器外への放出率は約0.083%、総放出量は約0.33TBqとなり、100TBqを十分に下回る。

以上より、格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i. から v. より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードの不確かさとして、FPガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件の不確かさのうち、事象進展に有

意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS4Aの定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30%である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「(6) 措置の有効性評価 i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2) のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースである。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、損傷集合体の数は基本ケースの 2 集合体から 5 集合体に増加しているが、そのうちの 3 集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2) のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約 14%から約 17%程度早くなったのに対して、1) FP ガスの保持量、3) ドップラ反応度、4) 燃料の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか最大でも約 4%以下の変化にとどまり、また損傷集合体の数も基本ケース

と変わらず 2 集合体のままである。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な溶融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約 60 秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

具体的には、上述の不確かさを考慮して十分に保守的な想定を用いる以下の 2 つのケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。

- ① 炉心中心への溶融燃料の凝集移動(炉心溶融プールのスロッシング)を発生させるケース：2 次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件を設定する。LGT や反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた溶融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。
- ② LGT の溶融貫通時の燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)の発生を仮定して大規模な燃料の移動を駆動するケース：すでに炉心高さの中央部で燃料の破損が生じているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っており FCI が発生する可能性がある LGT の位置に対して、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られている FCI による発生圧力を上回る強さの FCI を発生させる。

①の解析は、S I M M E R - III により解析する。S I M M E R - III における 2 次元円筒座標の解析体系を第 4.3.3.1. 24 図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及び B 型・C 型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第 4.3.3.1. 25 図から第 4.3.3.1. 27 図に示す。2 次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が 3 次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう溶融燃料の凝集移動が発生するこ

とによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

②の解析は、SIMMER-IVにより解析する。FCI による発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の熔融度は低く流動性が小さい。このため、保守的なFCIによる圧力を与えても2次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するもののこれに伴う炉心平均燃料温度は約 4,070°Cであり、FCI による圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

以上の不確かさの影響評価の解析とその結果についてまとめた。また1次元コンパクトを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を示す。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80%（残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化）が炉心領域に残存するものとする。

なお、上部プレナムに移行した損傷炉心物質の冷却については、「(6) 措置の有効性評価 iii) 再配置・冷却過程の解析」において、最大量となる炉心インベントリの100%の損傷炉心物質の移行を仮定した解析を行っているため、不確かさ影響評価は行わない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底

部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約70%の燃料が再熔融する時刻(事象発生から約1,200秒後)とする。

解析結果を第4.3.3.1.28図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約2.8MPa(1次応力)であり、SUS304について900℃を超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、熔融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなくSauter平均値を用いた場合の影響及びデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第4.3.3.1.29図及び第4.3.3.1.30図に示す。

伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約670秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質の最高温度は約2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、FLUENTの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約3,900秒後に約850℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合

体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500℃であり、これは「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」における原子炉冷却材バウンダリの制限温度（550℃）以下であることから、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目「②格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 110℃及び約 2, 400℃である。

上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.6MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.1.31 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.7%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.1.32 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグの固定ボルトのひずみは、最大で約 1.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保され

る。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

v. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。この不確かさの影響評価について、スプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径である。

「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を入力値として設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、不確かさの影響評価として、次に影響のあるプール広がり面積を選定する。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」においては、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み（約1cm）を設定しており、これに対してプール厚みを1/2倍（プール面積を2倍）とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。また、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、崩壊熱の10%増加を考慮した解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.1.33図から第4.3.3.1.35図に示す。

格納容器（床上）の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず（最高圧力は約0.93kg/cm²[gage]）、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する（最高温度は約69℃）程度である。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器（床上）の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積（反応面積）の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず（約0.77vol%）、燃焼限界濃度の4vol%を下回る。

また、格納容器外へのCs-137の放出について、原子炉冷却材による除去率は90%、格納容器内から格納容器外への放出率は約0.085%、総放出量は約0.34TBqとなり、100TBqを十分に下回る。

以上より、格納容器（床上）へのナトリウム噴出を仮想した場合において、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上i.からv.より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替トリップ信号発信	—	—	—	①代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.1.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次アルゴンガス系 <ul style="list-style-type: none"> 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉カバーガス圧力計 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

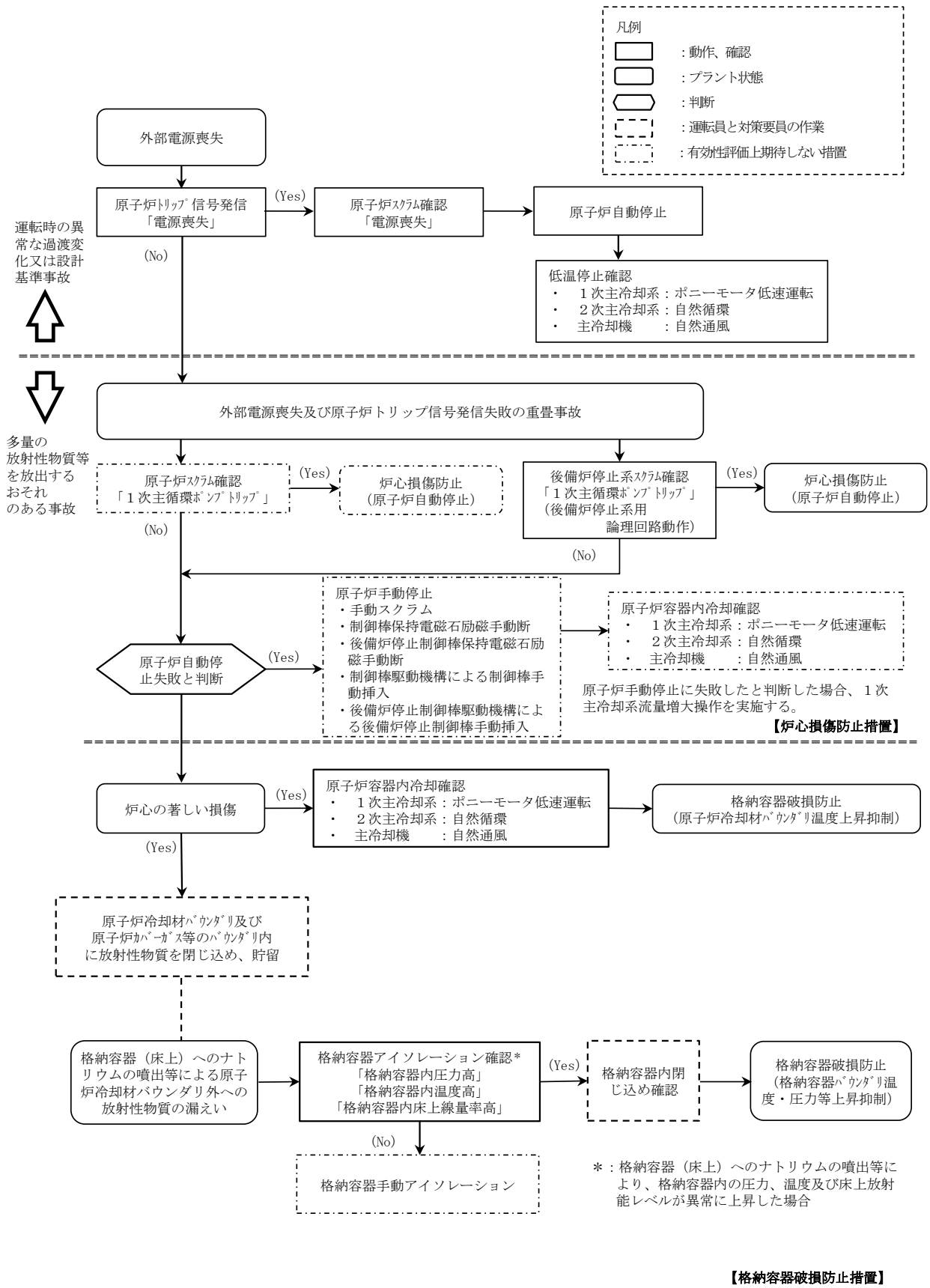
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

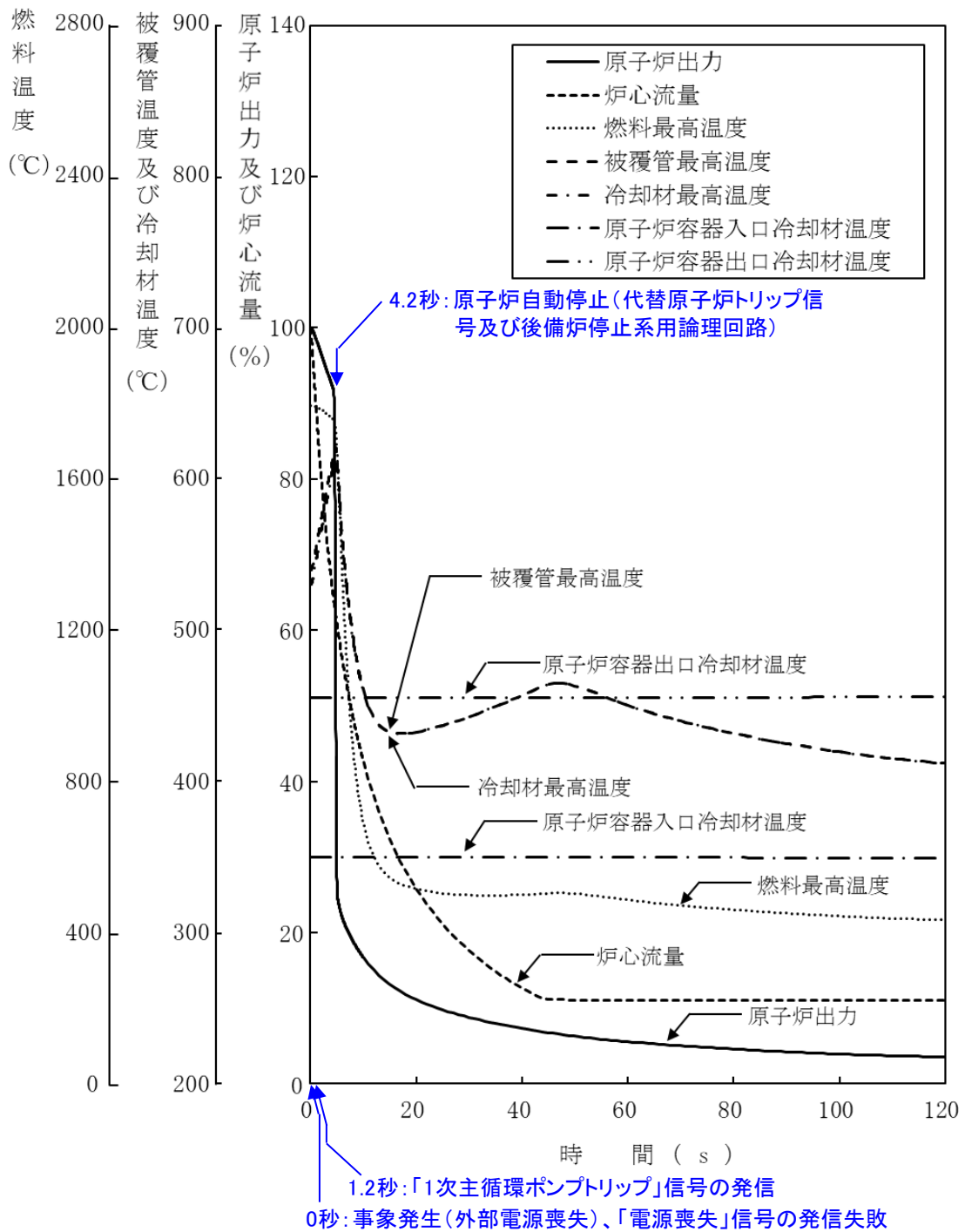
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考				
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240	
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation]																
状況判断	運転員A	1	[Bar chart]		・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。														
炉心損傷防止措置	運転員A	1	[Bar chart]		・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するように設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。														
状況判断	運転員A	1	[Bar chart]		・原子炉スクラム、後備炉停止スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。														
炉心損傷防止措置	運転員A	1	[Bar chart]		・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。														
自主対策	運転員B、C	2	[Bar chart]		・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。														

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

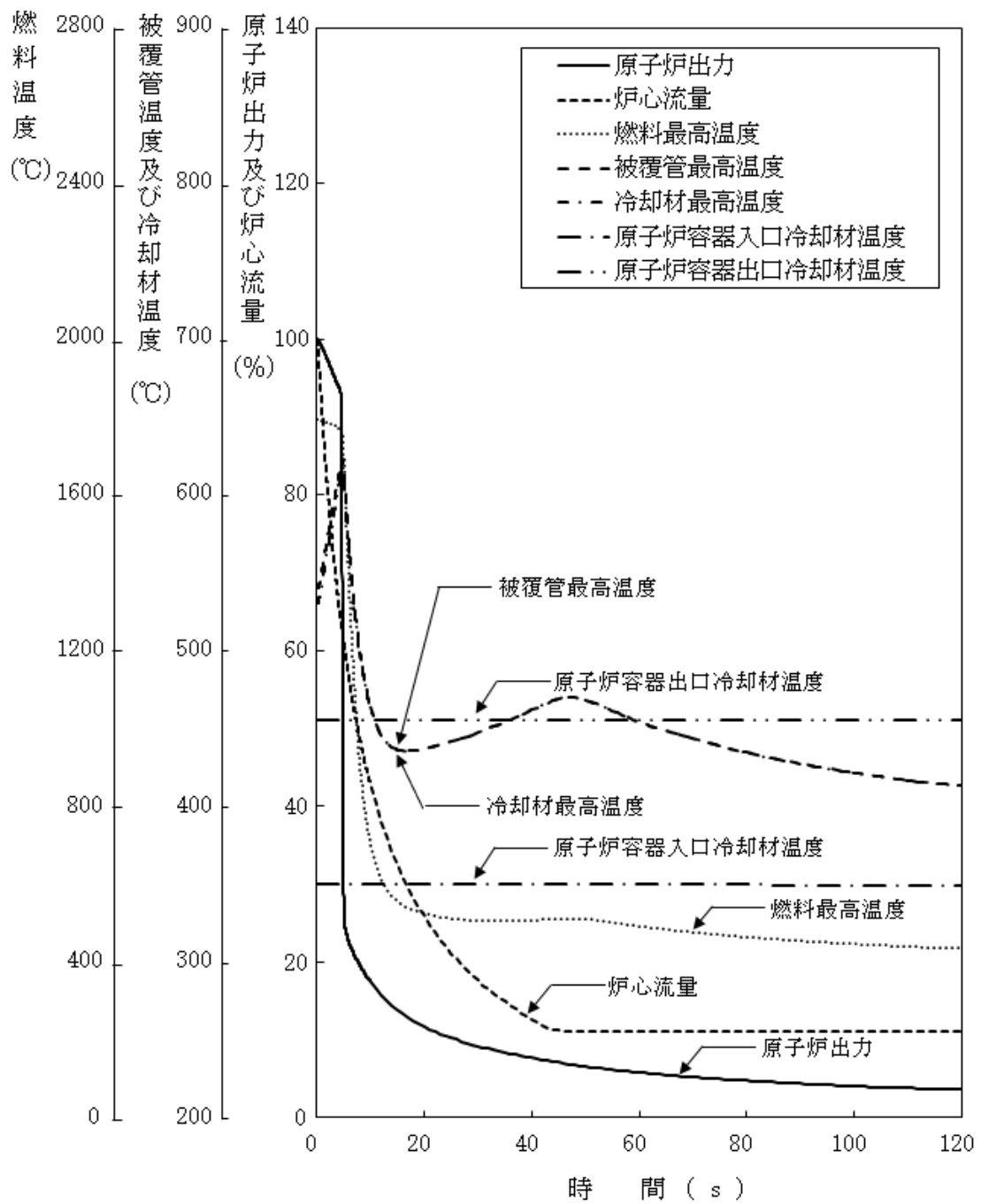
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考				
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240	
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation]																
状況判断	運転員A	1	[Bar chart]		・原子炉スクラム、後備炉停止スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。														
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2	[Bar chart]		・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常がないことを確認する。														
	運転員D	1	[Bar chart]		・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のパウンダリを隔離する。														
	運転員A、E	2	[Bar chart]		・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床土線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床土に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床土温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。														



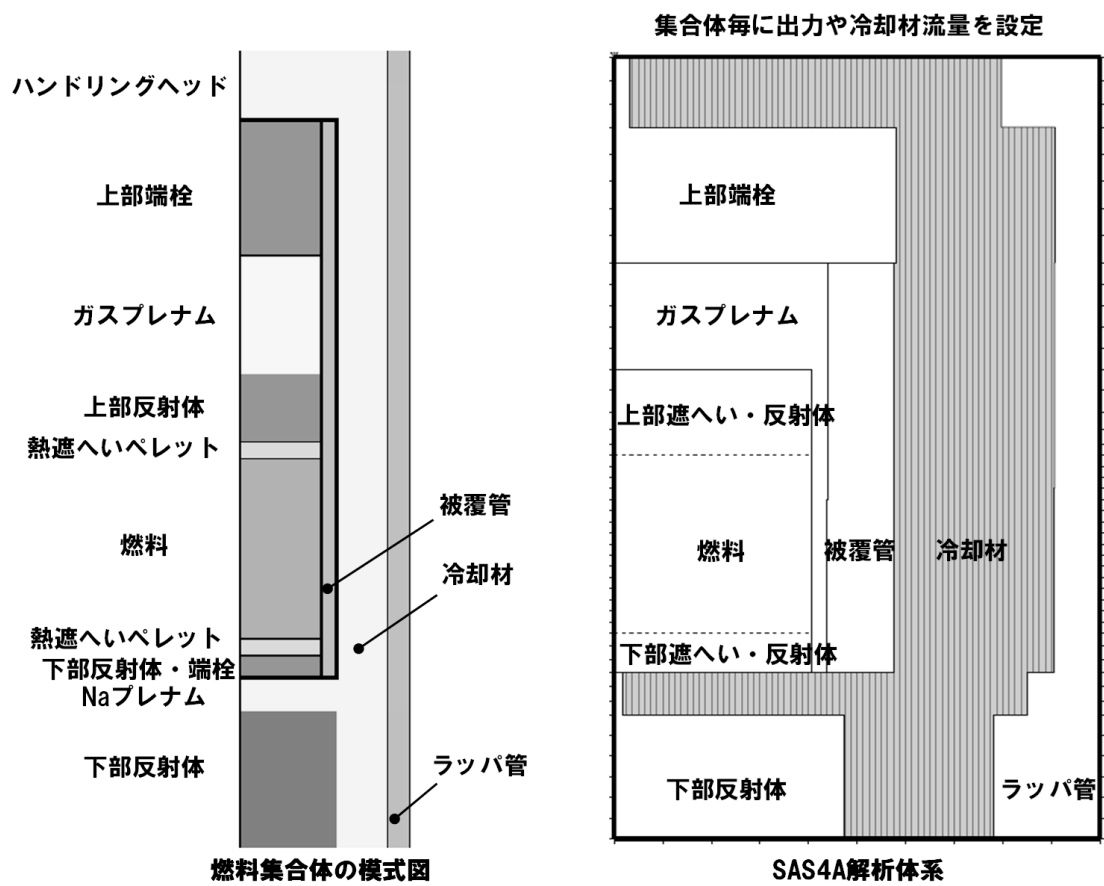
第4.3.3.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



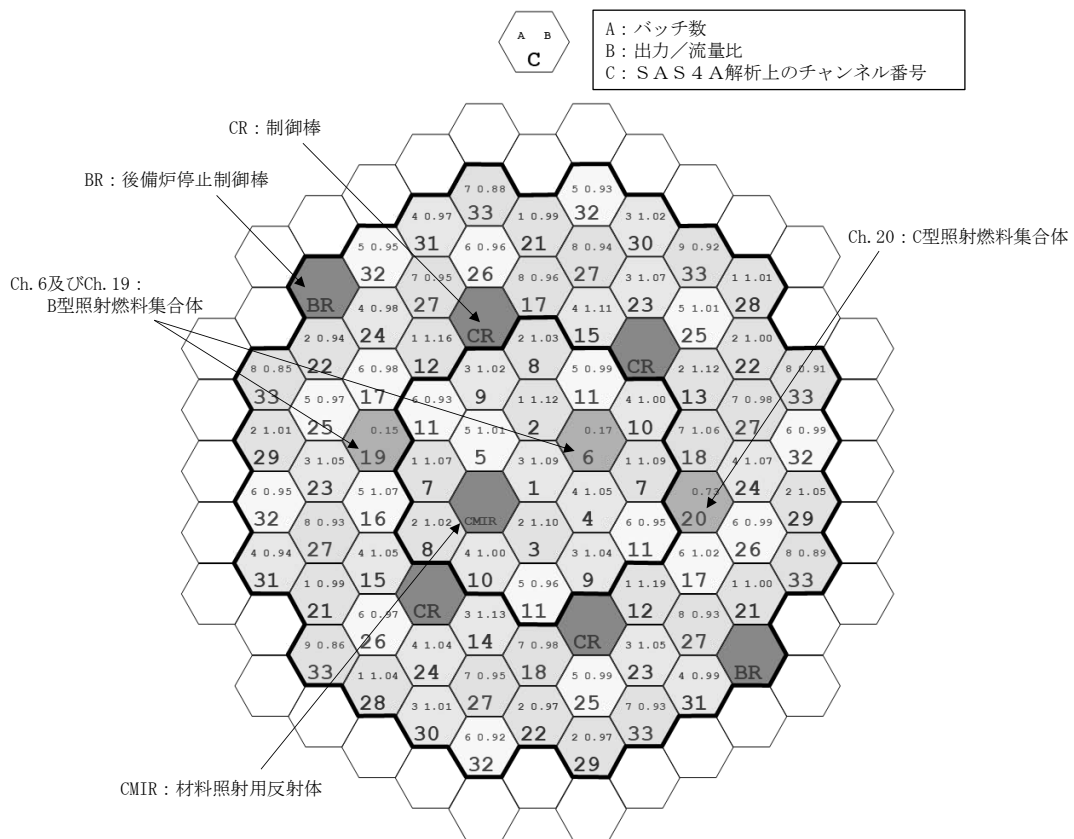
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



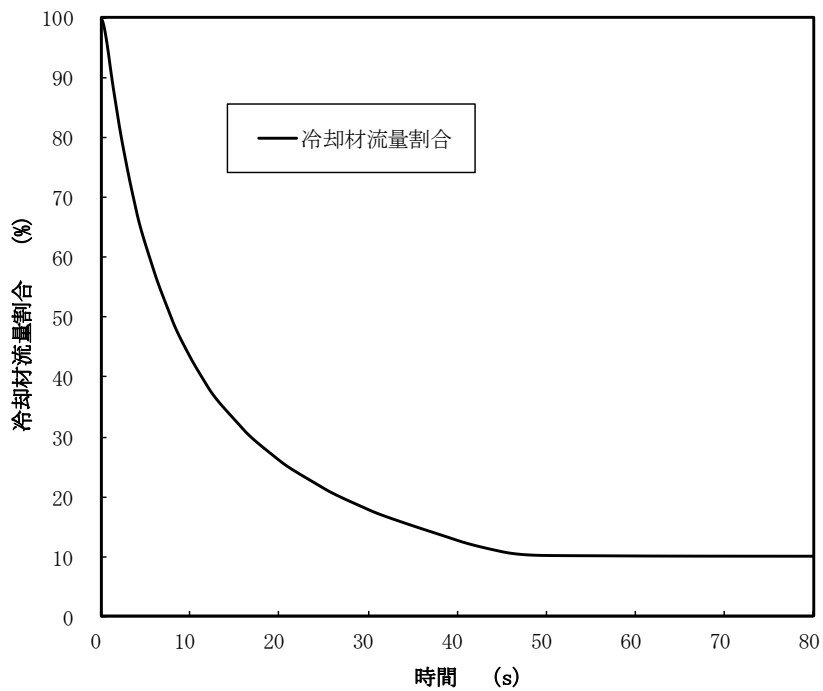
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



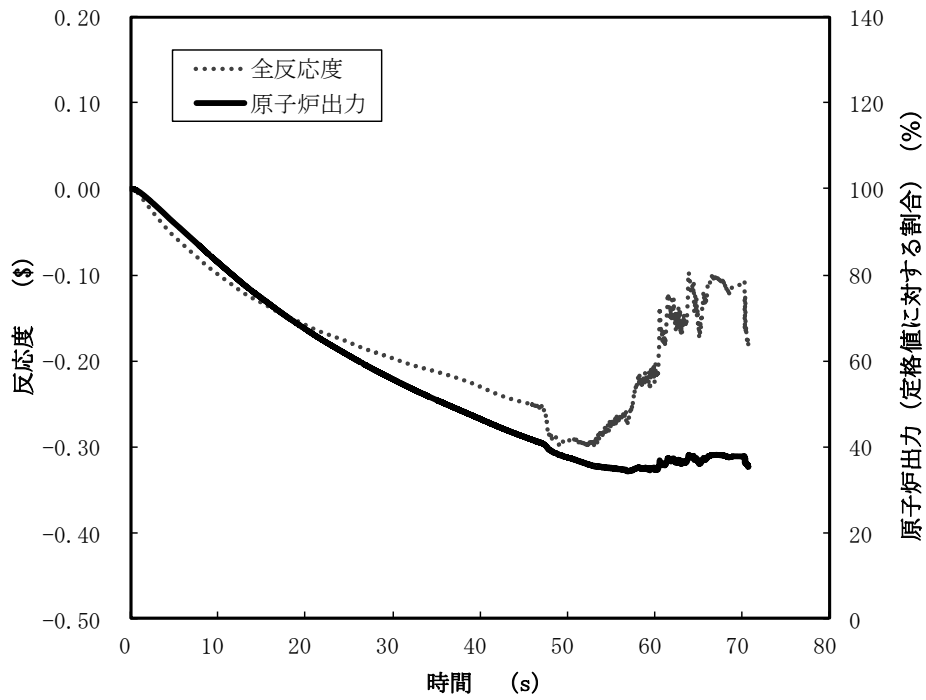
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



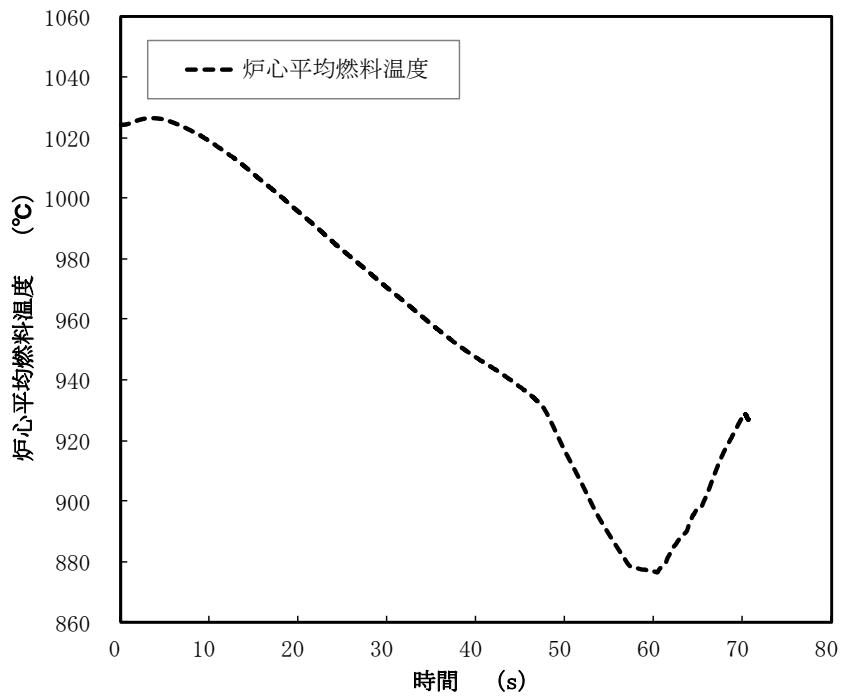
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4A の解析におけるチャンネルの配置図



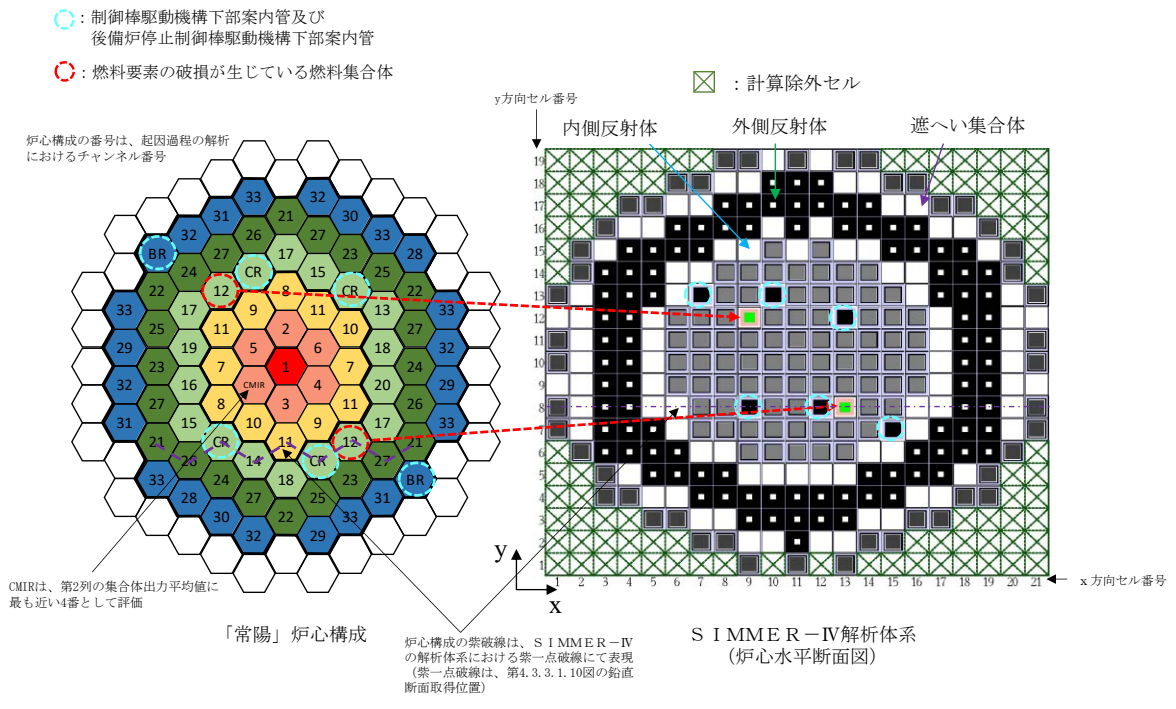
第 4.3.3.1.6 図 1 次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



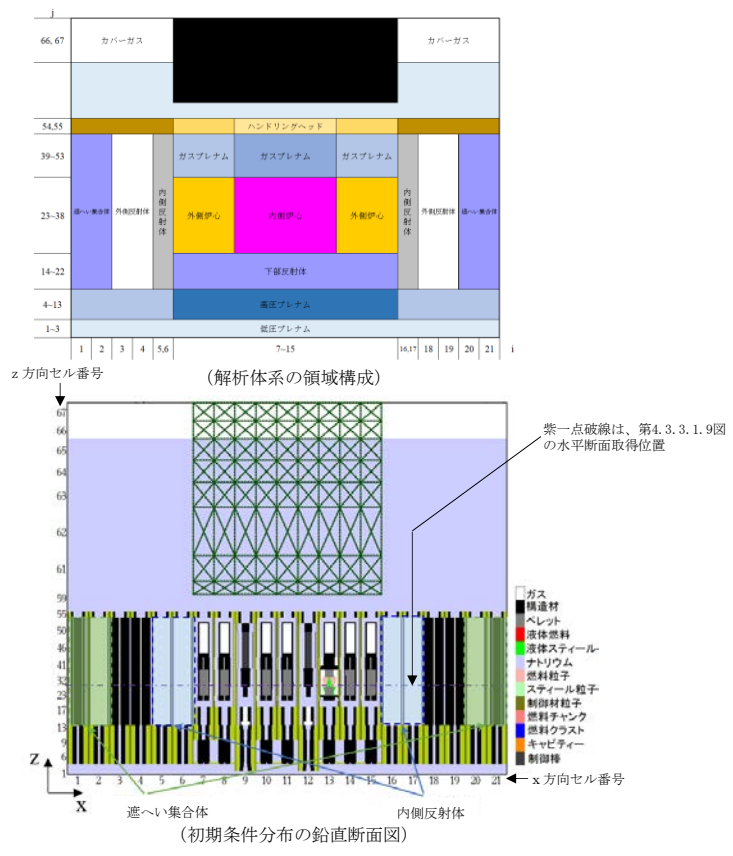
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



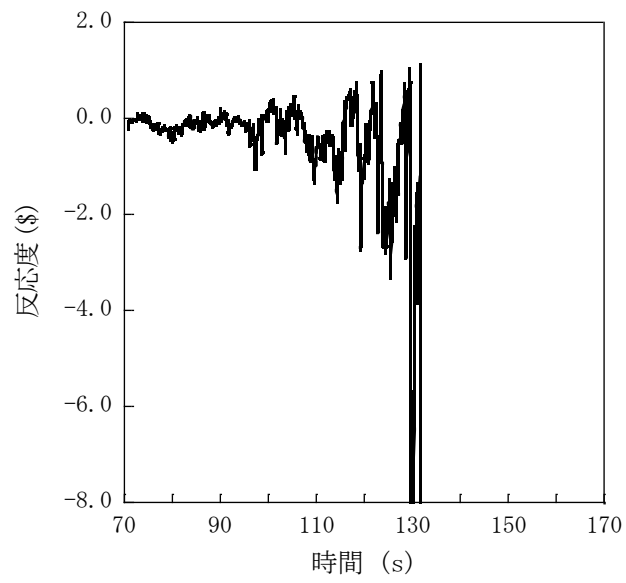
第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



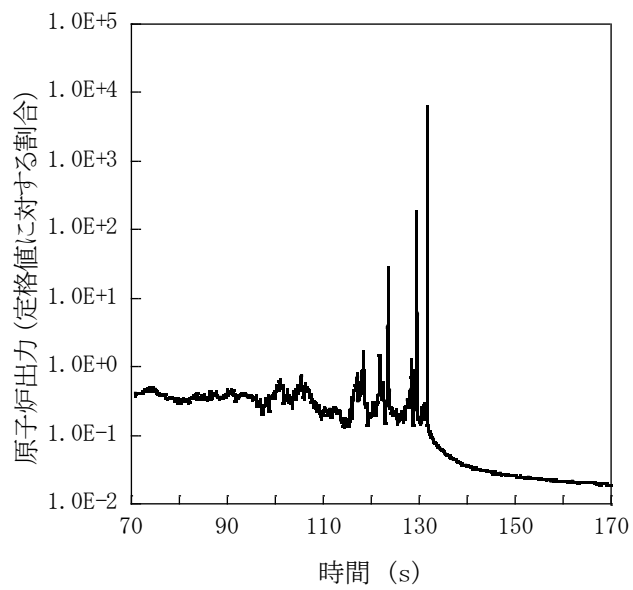
第 4.3.3.1.9 図 S I M M E R - I Vにおける解析体系 (遷移過程の解析)



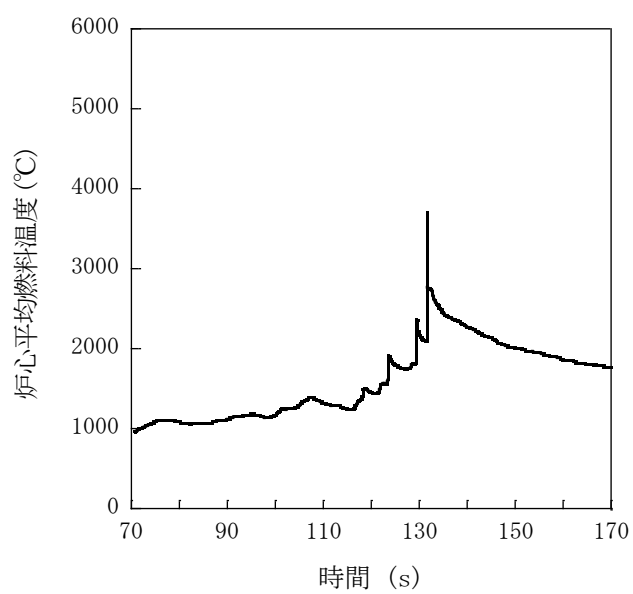
第 4.3.3.1.10 図 S I M M E R - I Vにおける初期物質分布



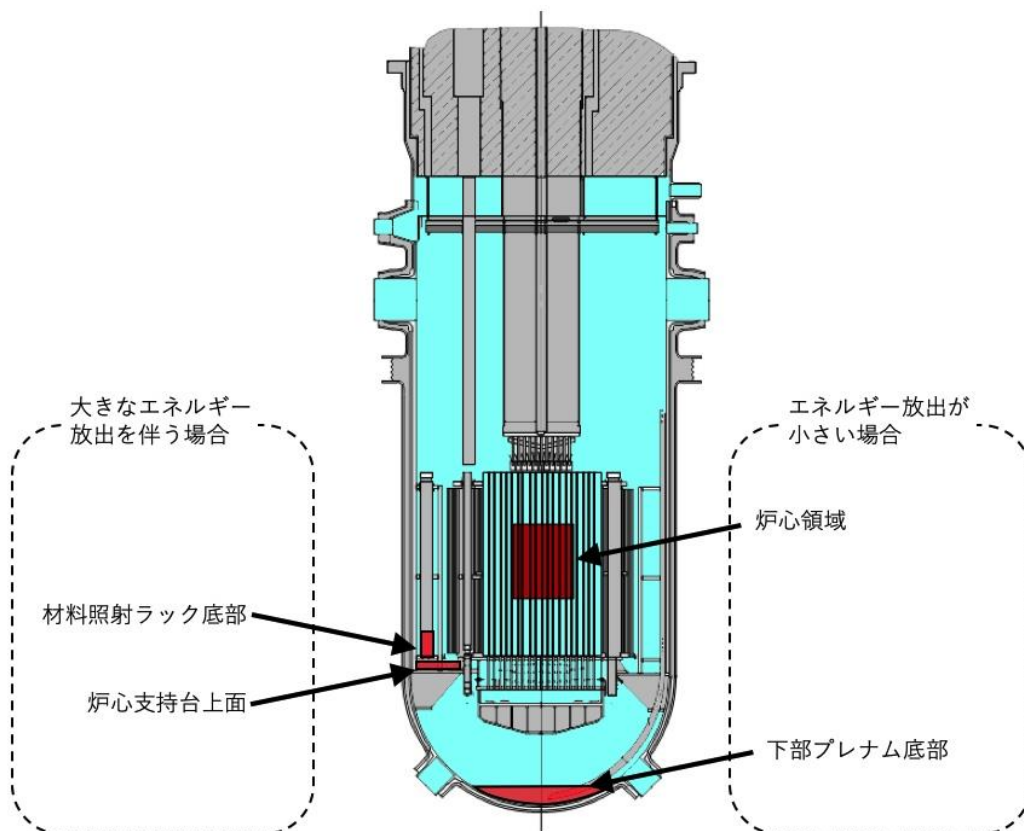
第 4.3.3.1.11 図 遷移過程における反応度履歴



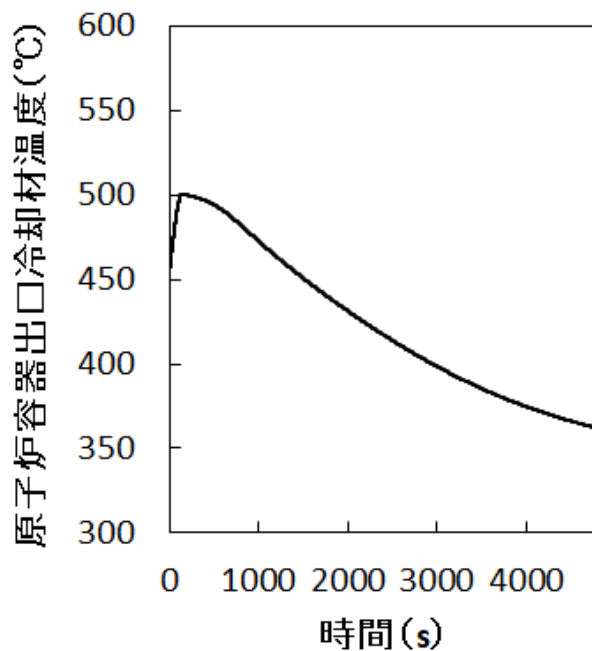
第 4.3.3.1.12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



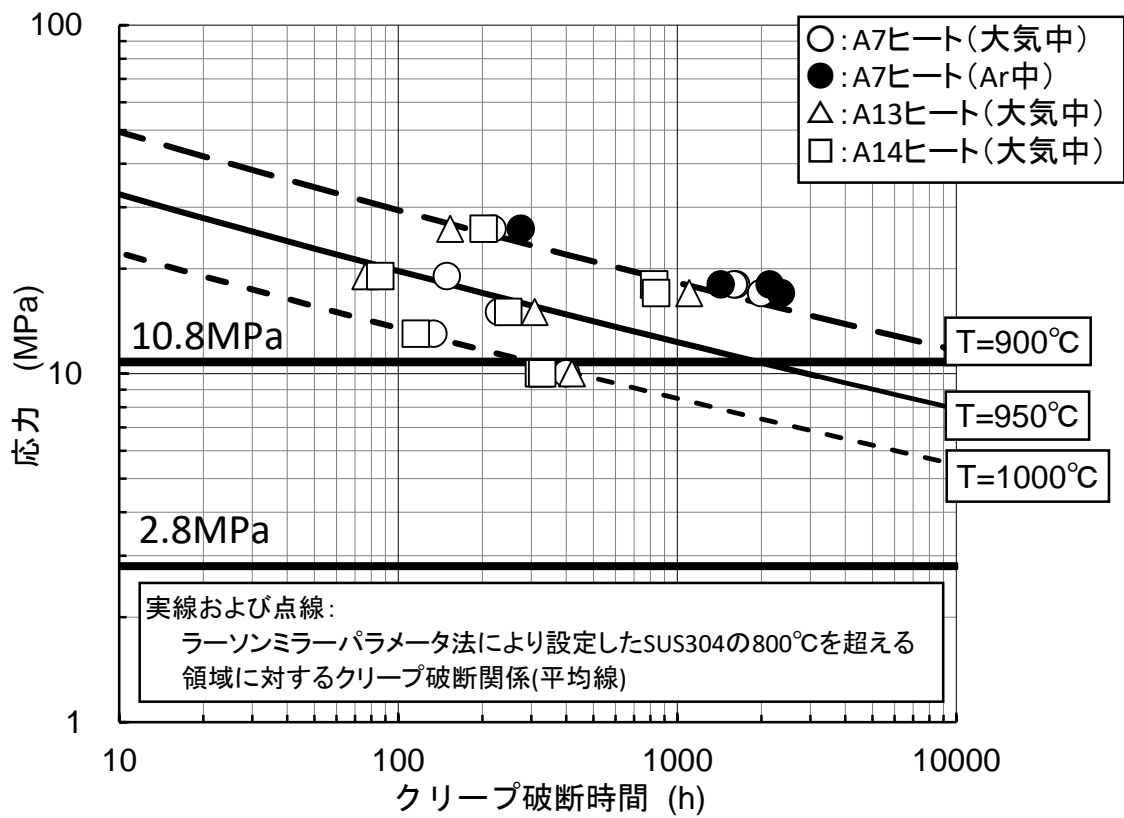
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



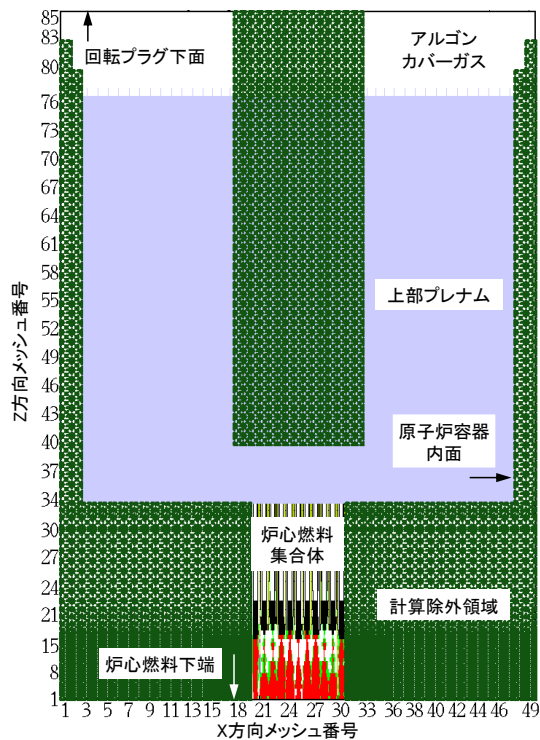
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



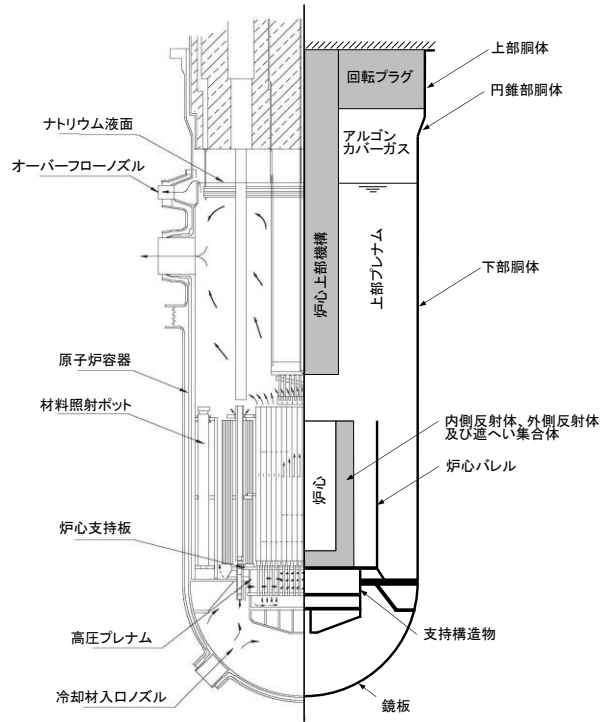
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



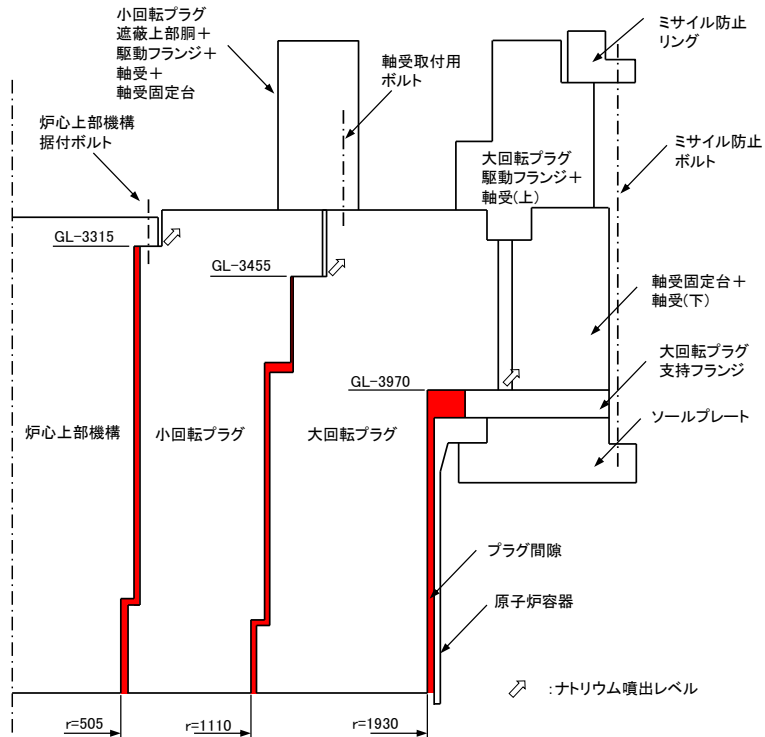
第 4.3.3.1.16 図 SUS304 のクリープ破断時間と応力の関係 (900°C から 1,000°C)



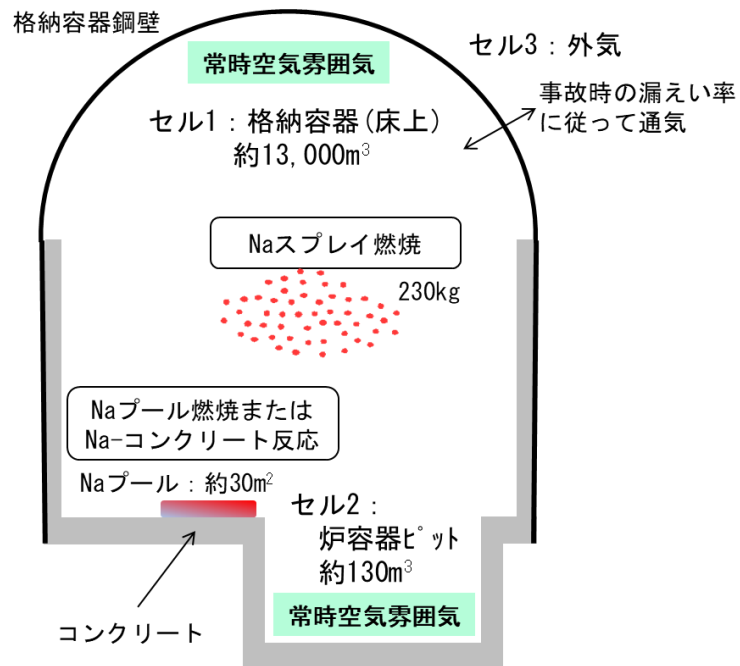
第 4.3.3.1.17 図 SIMMER-IVにおける解析体系 (機械的応答過程の解析)



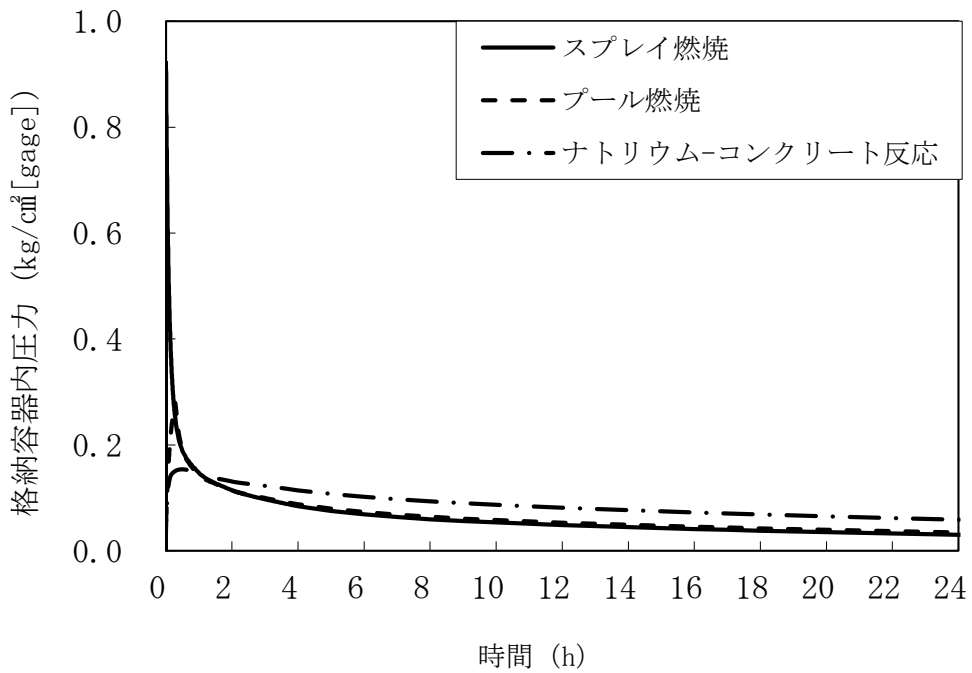
第 4. 3. 3. 1. 18 図 AUTODYNにおける解析体系



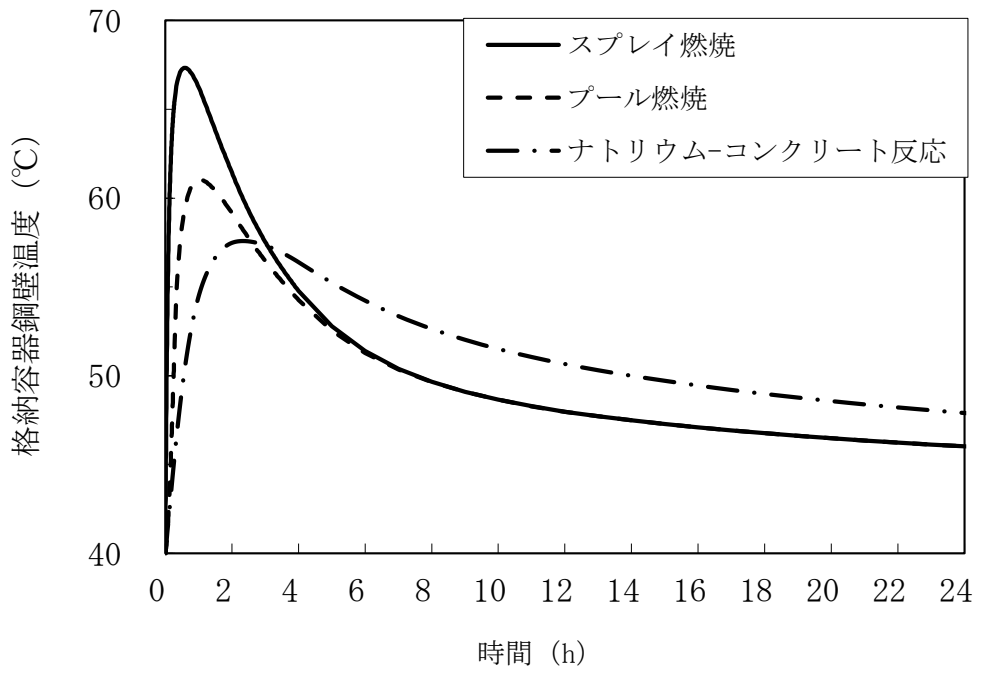
第 4. 3. 3. 1. 19 図 PLUGにおける解析体系



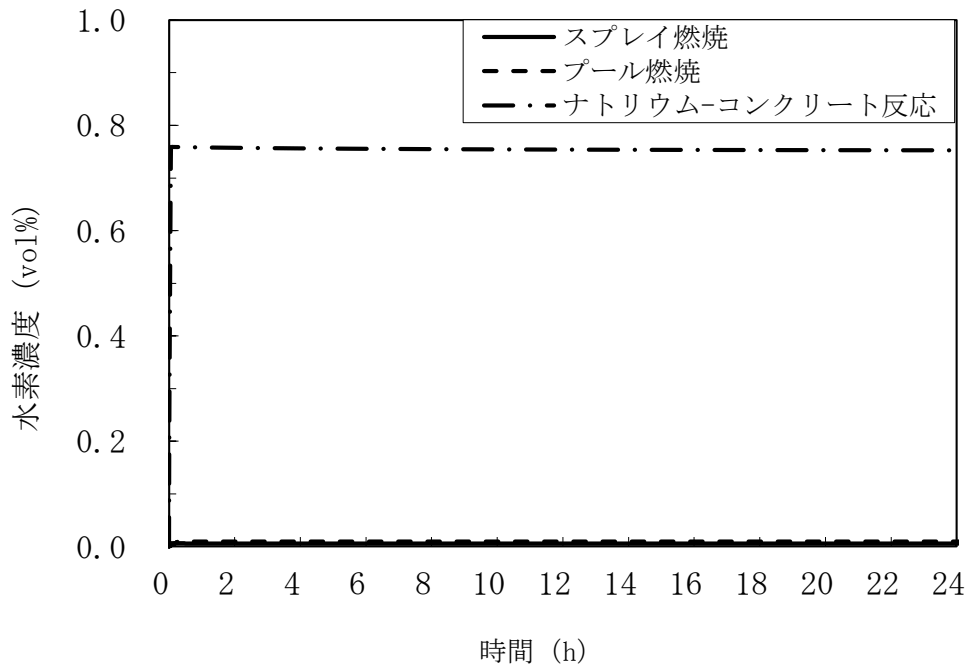
第 4. 3. 3. 1. 20 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



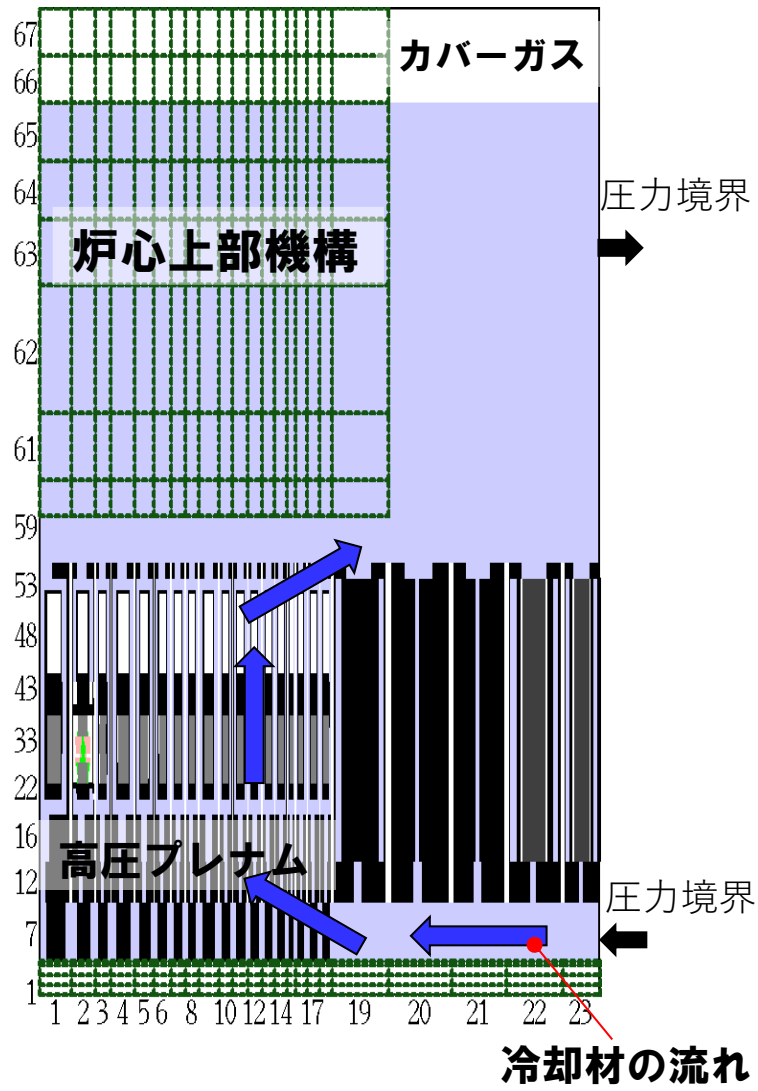
第 4. 3. 3. 1. 21 図 格納容器内圧力の推移



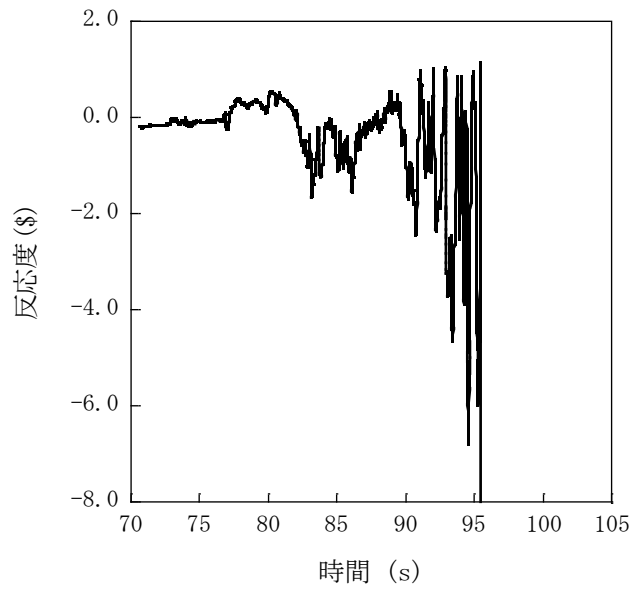
第 4.3.3.1. 22 図 格納容器鋼壁温度の推移



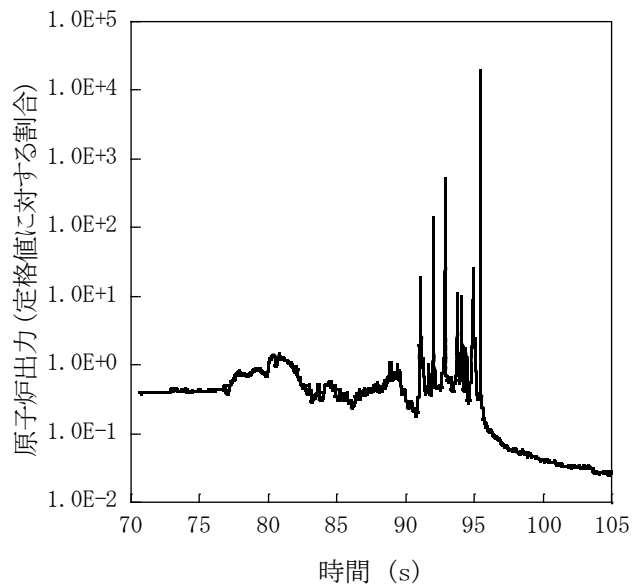
第 4.3.3.1. 23 図 格納容器内水素濃度の推移



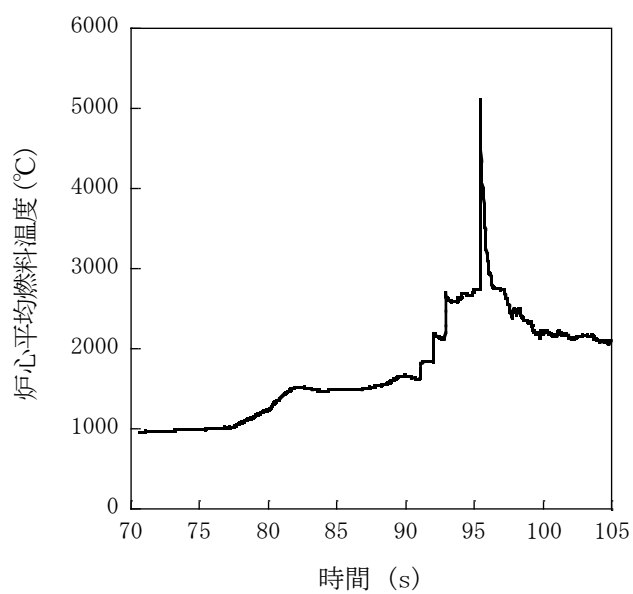
第 4.3.3.1. 24 図 SIMMER-IIIにおける解析体系



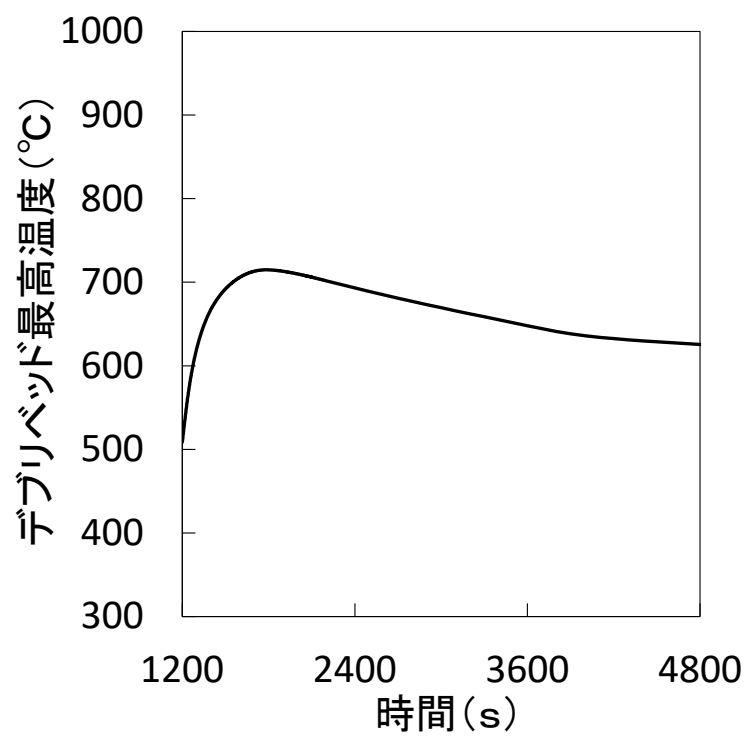
第 4.3.3.1. 25 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



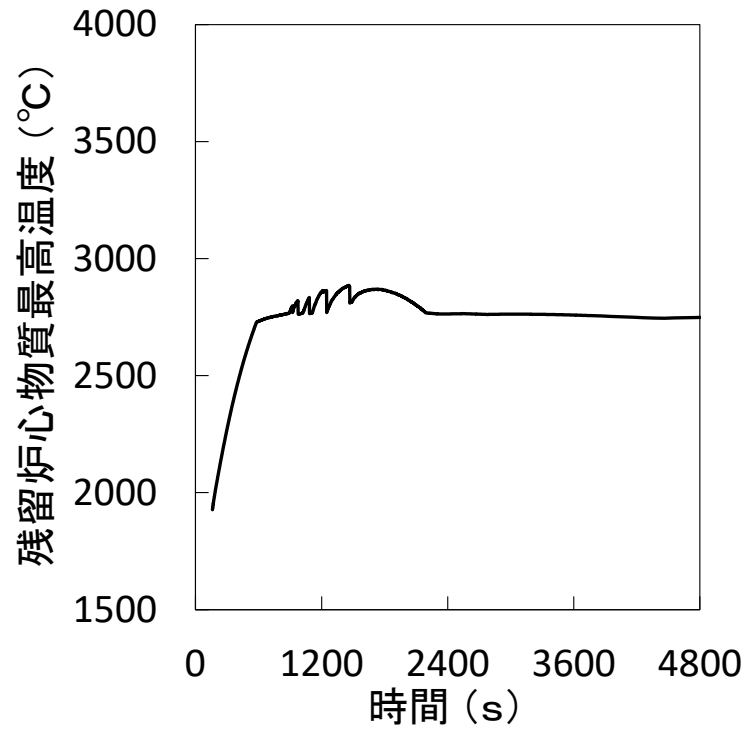
第 4.3.3.1. 26 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



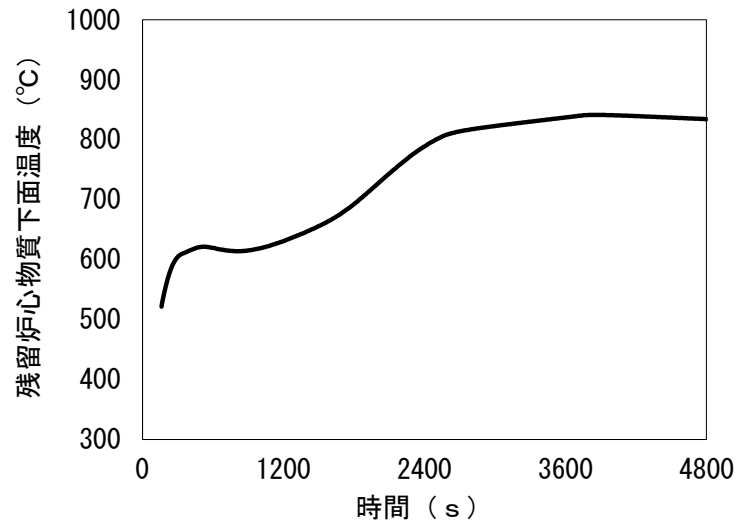
第 4.3.3.1. 27 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



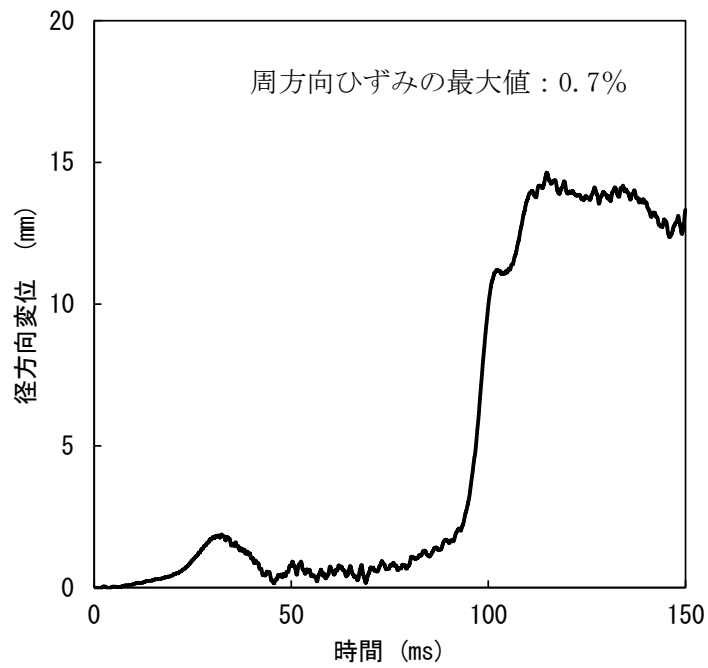
第 4. 3. 3. 1. 28 図 デブリベッド最高温度の履歴



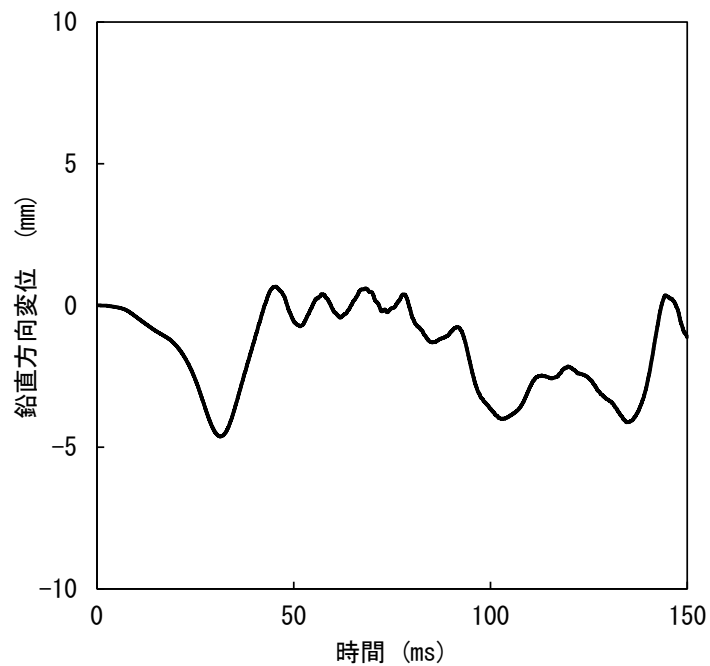
第 4. 3. 3. 1. 29 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 30 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

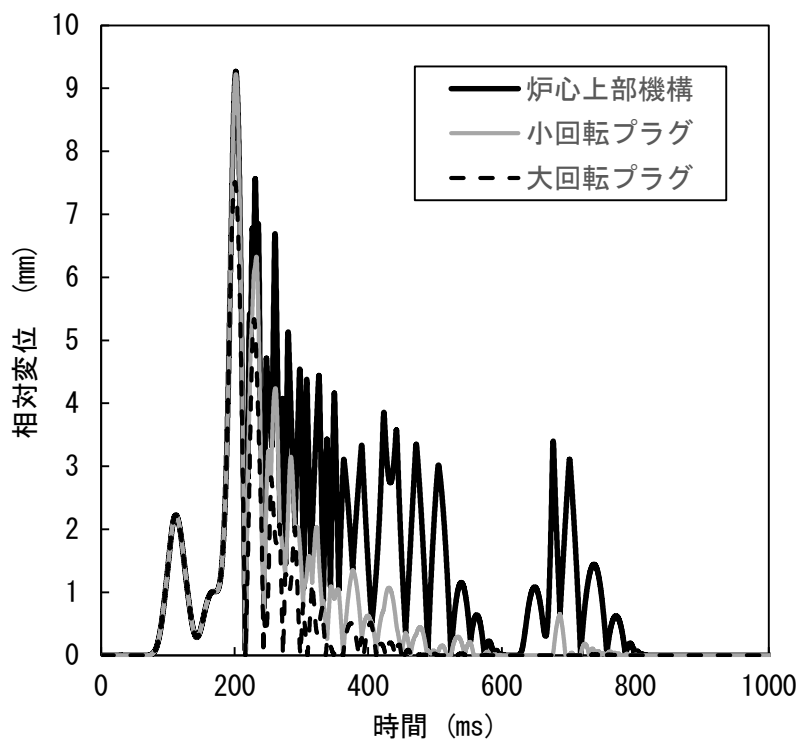


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

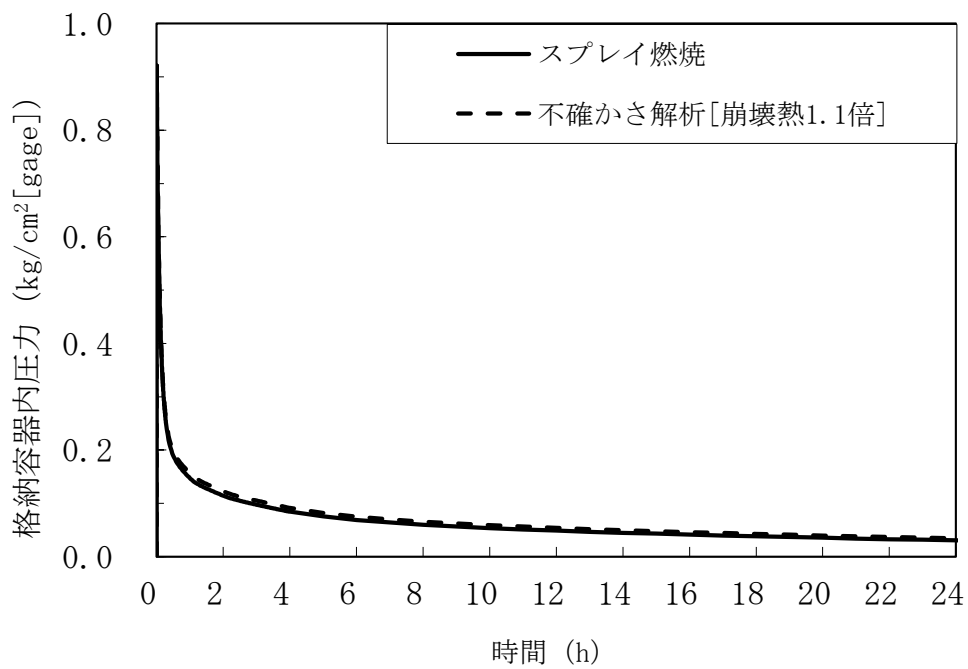


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

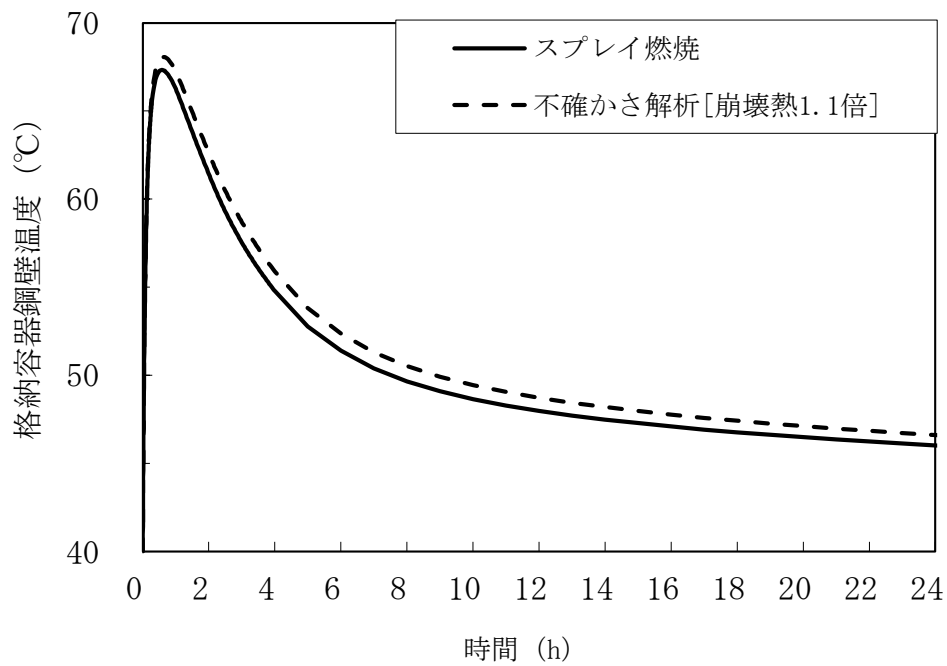
第 4. 3. 3. 1. 31 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



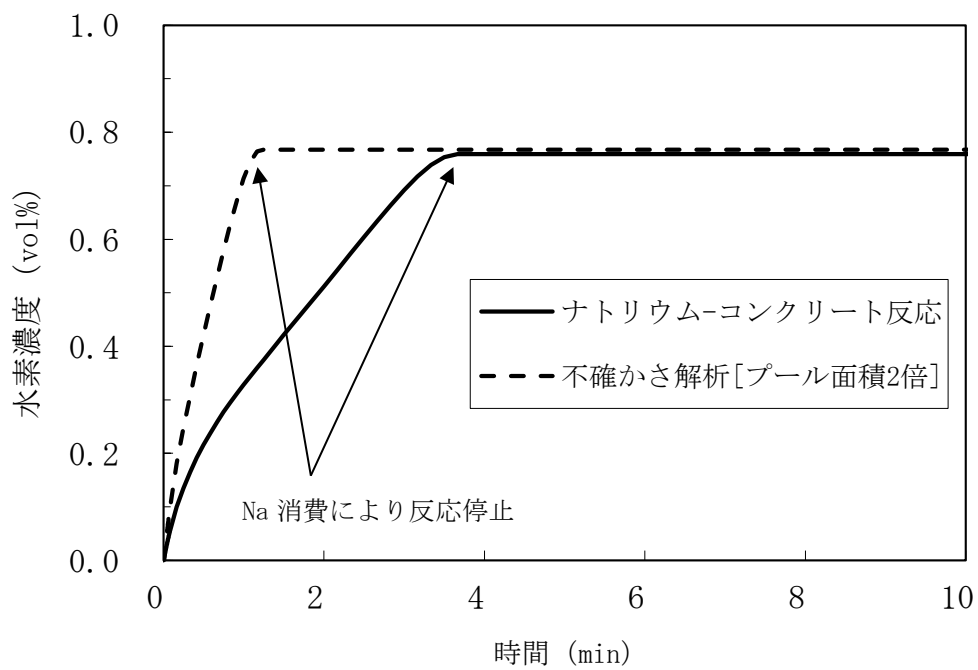
第 4.3.3.1.32 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



第 4.3.3.1.33 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 1. 34 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 1. 35 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

4.3.3.3 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少した際に、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプ軸固着による炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.3.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「1次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著

しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、条件によっては、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記のb.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機其自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学

的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.3.1 表及び第 4.3.3.3.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.3.3 表第 4.3.3.3.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 4 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1,794°C、540°C 及び 531°C とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最も厳しい想定として、事故ループの 1 次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。また、1 次主循環ポンプは、1 基が停止した場合に、相互イン

ターロックにより他ループの1基を停止する設計であるため、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。

- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4.2秒とする。
- 7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.2図に示す。

1次主循環ポンプ軸固着の発生により、事故ループの冷却材流量は急速に減少するとともに、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止する。「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1次主循環ポンプトリップ」が事故発生後1.2秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻4.2秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

1次主循環ポンプ軸固着により炉心流量は事象発生0秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材の温度上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約80%まで低下し、燃料温度も低下する。また、健全ループの1次主循環ポンプの主電動機はポニーモータ運転に引き継がれるとともに、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの2次主循環ポンプがトリップし、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 $1,800^{\circ}\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それ

ぞれ約 750°C及び約 740°Cであり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- | | | |
|-----------|---|---|
| ドップラ係数 | ： | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | ： | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 被覆管温度係数 | ： | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 冷却材温度係数 | ： | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| ラップ管温度係数 | ： | ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 炉心支持板温度係数 | ： | 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。 |

解析結果を第 4.3.3.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が「i)基本ケース」の解析に比べ小さくなった。結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i)基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約10℃高く、約760℃及び約750℃であり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度は、「i)基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析とほとんど変わらず約460℃であり、評価項目を満足する。

以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。

a. 解析条件

解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を33のSAS4Aチャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約6.5%が確保されるものとする。1ループの1次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第4.3.3.3.4図に示す。
- 4) ドプラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 7) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射

燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。

- 8) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 9) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料の温度低下と収縮により被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.5 図及び第 4.3.3.3.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 ループの 1 次主循環ポンプの軸固着によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 52.3 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A の適用限界に達する。その約 50 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 3 チャンネル（炉心燃料集合体数：4）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界（0.0\$）を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータ

タである炉心平均燃料温度は、初期値から約 20°C 上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉の出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - I V により解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.3.7 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.3.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3 次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3 次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、健全形状の炉心に対して定格運転時の 6.5% 流量を再現するように出入口圧力を設定する。

- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT 及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.9 図から第 4.3.3.3.11 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 70 秒前後に反応度と原子炉の出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 75 秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉の出力上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 78.6 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0\$) を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻 79.8 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 4,200°C である。この解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-600\$未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程

終了時に残留炉心物質において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。

iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じとする。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造材への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動をFLUENTで解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。1次主冷却系流量等の境界条件はSuper-COPDで計算する。以上のSuper-COPDによる計算において、全炉心が閉塞した遷移過程終状態での1次主冷却系流量は定格運転時の約3%である。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの30%から20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの80%とした状態を

- 再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
 - 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1ループの1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
 - 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
 - 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400 μm 、空隙率を0.6とする。
 - 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じて下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約40%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。このため、炉心領域から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
 - 7) 本評価事故シーケンスでは、事象の開始から約80秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。ここでは、デブリベッドが形成されるまでの時間を保守的に無視して、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約80秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約440 $^{\circ}\text{C}$ 、約440 $^{\circ}\text{C}$ 及び350 $^{\circ}\text{C}$ とする。
 - 8) 6)より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
 - 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7)と同様に事象の発生から約80秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約1,930 $^{\circ}\text{C}$ 、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約350 $^{\circ}\text{C}$ 、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約470 $^{\circ}\text{C}$ 並びに炉心周辺領域は約500 $^{\circ}\text{C}$ とする。
 - 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造による損傷炉心物質の放出の抑制効果は無視

して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から10秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約5,130°Cの損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた600°Cとする。

上記で示した上部プレナムにおけるデブリベッド冷却に係る条件は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡される。このため、上部プレナムにおけるデブリベッド冷却の解析は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第4.3.3.3.12図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約490°Cまで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度550°Cを超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの40%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの40%となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再熔融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心

物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、回転プラグの下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出を P L U G で解析する。P L U G における解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びスチール平均温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 4,200°C 及び 1,700°C とする。
- 3) 炉心部から上部プレナムへと溶融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した溶融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。

- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生 of 解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生 of 解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見捨てる、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 2.6MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 15%程度である。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.5%であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間、2 回に分けて最大約 2.4mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.2%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間隙の間隙を通じてナトリウムが格納容器(床上)へ噴出すること

はない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないと評価された。このため、格納容器応答過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

以上 i. から v. より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさを評価する。また、解析条件に関する不確かさのうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮

したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2)のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースである。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、損傷集合体の数は基本ケースの4集合体から7集合体に増加しているが、そのうちの5集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2)のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約10%から約17%早くなったのに対して、1)FPガスの保持量、3)ドップラ反応度、4)燃料の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか最大でも約3%以下の変化にとどまり、また損傷集合体の数も基本ケースと変わらず2集合体のままである。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約60秒で炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

ここでは、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」における結果を考慮して、炉心中心への溶融燃料の凝集移動に対する感度解析を行い、その影響を評価する。

本解析は、S I M M E R - IIIにより解析する。S I M M E R - IIIにおける解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度履歴を第4.3.3.3.13

図から第 4.3.3.3.15 図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5,130°Cである。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を計算する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で溶融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、溶融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80%（残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化）が炉心領域に残存するものとする。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

原子炉容器底部に形成される初期燃料インベントリが約70%の炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「i)基本ケース iii.再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「i)基本ケース ii.遷移過程の解析」の終状態における残留炉心物質のうち、初期燃料インベントリの約70%の炉心物質が再溶融する時刻（事象発生から約1,200秒後）とする。

解析結果を第4.3.3.3.16図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約2.8MPa（1次応力）であり、SUS304について900°Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心溶融物質等が原子炉容

器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、F L U E N Tを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第 4.3.3.3.17 図及び第 4.3.3.3.18 図に示す。

伝熱計算モデルの解析より事象発生から約 580 秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890℃まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、F L U E N Tの解析より残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,400 秒後に約 850℃であり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 900℃であり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 720℃である。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 490℃であり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目「② 格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。」に対しては、機械的エネルギー発生における重

要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 130℃及び約 2, 310℃である。

上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果、得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.4MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 8%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.3.19 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.8%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.3.20 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグ固定ボルトのひずみは、最大で約 0.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

以上 i. から iv. より、1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

4.3.3.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において燃料が破損し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.4.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学

的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.4.1 表及び第 4.3.3.4.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.4.3 表及び第 4.3.3.4.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード S u p e r - C O P D により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 3.0¢/s とする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持

板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

- 6) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4 秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464℃、応答時間は 3.4 秒とする。
- 8) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4% Δ k/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.2 図に示す。

制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が投入され、原子炉出力は約 1.8 秒で「中性子束高（出力領域）」の設定値である 105%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉出力は引き続き上昇する。その後、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、引抜き開始 4 秒後に引抜きが停止し、正の反応度の投入が止まるとともに、原子炉出力の上昇に伴う燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による反応度フィードバックにより、原子炉出力は緩やかに変動する。その間、原子炉容器出口冷却材温度は、炉心冷却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇し、時刻約 104 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 107 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプがトリップし、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉の自動停止後も緩やかに上昇を続けるが、炉心温度の低下に伴い、それに遅れて緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原

子炉の自動停止から遅れて出現し約 470℃であり、評価項目を満足する。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加率、反応度係数及び代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮した $4.2\phi/s$ とする。代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+10℃を考慮し、474℃とする。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最小の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.4.3 図に示す。

反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィードバックが小さくなったことにより、原子炉出力の上昇が「i) 基本ケース」の解析に比べて大きくなった。これにより、炉心温度の上昇が大きくなり、それに伴い原子炉容器出口冷却材温度の上昇も大きくなったが、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値を 10°C 高く設定したことにより、設定値への到達は「i) 基本ケース」の解析に比べて約 13 秒遅く、時刻約 117 秒となった。その結果、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約 160°C、約 20°C 及び約 20°C 高く、約 2,130°C、約 590°C 及び約 580°C であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ約 10°C 高く約 480°C であり、評価項目を満足する。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コード SAS 4 A により解析する。

a. 解析条件

解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の SAS 4 A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS 4 A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは $3.0\phi/s$ 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。反応度添加率を第 4.3.3.4 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形

状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。

- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) 炉内試験の結果より本原子炉施設のように高いスミア密度の燃料において、断面溶融割合が 20%程度以下では、燃料破損に至らないことが分かっている。一方、燃料の破損時の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑制されることを考慮し、保守的に断面溶融割合 20%で燃料は破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.5 図及び第 4.3.3.4.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、制御棒の引抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇するため、燃料要素の発熱が増加し冷却材温度が上昇する。また、原子炉出力の上昇により、燃料要素の温度も上昇する。冷却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度、燃料温度の上昇に伴う負の燃料密度反応度及びドブプラ反応度は、制御棒の引抜きによる正の反応度に比べて小さく全反応度が負になることはないため、原子炉出力は上昇を続ける。燃料温度は更に上昇を続け、燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度がともに高いチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 1 と 4）で冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。その後、被覆管温度の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒でチャンネル 4 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4A の適用限界に達する。その約 30 秒間の起因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度がともに高い 2 チャンネル（炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は最大でも 0.2\$程度であり即発臨界（1.0\$）を超えることはない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、起因過程の初期値の約 1,025°C から最大値の約 1,800°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その

領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程においては、制御棒の引抜き以外に有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - I V により解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.4.7 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.4.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、健全形状の炉心に対して炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。
- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT 及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。

- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。
- 11) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは $3.0\phi/s$ 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.9 図から第 4.3.3.4.11 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、制御棒の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体において燃料が炉心下部へ凝集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、原子炉出力が低く健全集合体では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。炉心での冷却材流量は、定格値の 100%であるものの、遷移過程開始から 20 秒まで（事象開始から 50 秒）に炉心燃料集合体の約 40%が破損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し、炉心燃料の損傷が緩慢となる。炉心下部には再固化した燃料及びスチールによって閉塞が形成されているが、ナトリウムは閉塞が不完全な部分から炉心へと流入する。流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷炉心物質と接触することで生じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨界を超過しているにもかかわらず大きなエネルギー放出に至ることはないが、出力の高い燃料集合体を中心に炉心の約 60%が損傷するに至る。約 70 秒の時点で炉心下部に損傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積により約 70 秒で再び反応度が即発臨界を超過する。再度発生するナトリウム及びスチール蒸気圧によって燃料が炉心から流出し、その総計は約 30%である。この結果反応度は-30\$を下回り、核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 2,820°Cである。

本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推移においても反応度が即発臨界を超えているが、いずれも「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その理由は、炉心冷却材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるためである。

iii. 再配置・冷却過程の解析

本評価事故シーケンスでは、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」よりも多くの 1 次冷却材流量が確保されることから、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の評価に包絡される。このため、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

iv. 機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析

本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約 2,820°Cであり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果を下回り、機械的エネルギー

ギーの発生も同解析結果に包絡される。このため、機械的応答過程及び格納容器応答過程に係る措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

以上 i. から iv. より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードのモデルに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件に関する不確かさとして、制御棒の引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS4Aの定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガスの圧力の効果を見捨てる。
- 2) 制御棒の引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を見捨てる、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約 $4.2\text{¢}/\text{s}$ で一定とする。
- 3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30%の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30%である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度は負となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。
- 5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。
- 6) 燃料破損条件：基本ケースでは 20%断面溶融割合で破損判定を行っていたが、負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、負の反応度投入自体を遅らせるため、50%断面溶融割合の条件で破損するように設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度変

化に最も大きな影響を与える不確かさは、2) 制御棒の引抜き反応度の不確かさである。反応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約 0.2%に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約 0.3%と大きな差はなく即発臨界 (1.0%) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

その他に基本ケースの事象推移から有意な相違を生じたケースは、6) の燃料破損条件の不確かさの影響を評価したケースである。燃料溶融開始直後に破損するケースでは損傷集合体の数が 10 体に増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、最大反応度も基本ケース以下であり、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。一方、50%断面溶融割合の条件で破損するケースでは、破損時刻が遅れて基本ケースに比べて最大出力が基本ケースの約 1.5 倍となるが最大反応度は基本ケースと同程度であった。その他の 1) FP ガスの保持量、3) ナトリウムボイド反応度、4) ドップラ反応度、5) 燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価したケースでは、燃料破損時刻、最大出力、最大反応度、ラップ管溶融時刻などの基本ケースとの違いは数%にとどまる。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器 (床上) に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程開始後約 40 秒で、燃料溶融が炉心の広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、燃料溶融が進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

遷移過程において、炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は、局所的な蒸気圧等の発生であるが、本評価事故シーケンスにおいては、定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、本評価事故シーケンスの遷移過程では、炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCI の効果を保守側に考慮すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べてその明確な影響は現れない。このため、本評価事故シーケンスにおける遷移過程の不確かさの影響評価は、起因過程の解析を引き継いで、燃料凝集に伴う正の反応度添加とエネルギーの放出を最大限に考慮した解析を実施する。

以上を踏まえて、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」

の場合と同様に、S IMMER-Ⅲにより解析する。解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に同じである。

LGT、B型及びC型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。設計に準じて、集合体下部の冷却材入口側に設定するオリフィス係数とともに定格時流量を再現するように冷却材出入口を圧力境界条件として設定する。

解析結果を第4.3.3.4.12図から第4.3.3.4.14図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300℃となる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約4,300℃以下である。これは「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の値を下回る。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出量は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」の解析結果に包絡される。すなわち、発生する機械的エネルギーが評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはないこと及び噴出ナトリウムの燃焼等により格納容器の健全性が損なわれないことが示されていることから、本評価事故シーケンスにおいても評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性及び格納容器の健全性が問題となることはない。また、熱的影響についても「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に比べて、多くの1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却も容易であり、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器外の1次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、静的機器を活用した信頼性の高い原子炉冷却材液位確保のための措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は流路切り替えを伴う通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも起動操作等が実施できるものとする。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

主冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器等の液位低下に伴い、サイフォンブレイク配管に受動的にアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置であり、サイフォンブレイク配管は差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とするとともに、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉冷却材純度の管理により異物による閉塞を防止する設計としており、その信頼性は極めて高い。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、コンクリート遮へい体冷却系により原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉容器の外面から炉心を冷却することにより原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止し、格納容器の破損を防止する。

さらに、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするた

め、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.10.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- b. 原子炉冷却材バウンダリから漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- c. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- d. ナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.10.1表及び第4.3.3.10.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10.その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.10.3表及び第4.3.3.10.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は5名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析

a. 解析条件

計算コードSuper-COPD及びFLUENT等により解析する。FLUENTにおける解析体系を第4.3.3.10.2図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。

- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として90mm²とする。
- 3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 4) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は0.4秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 原子炉容器入口ナトリウム及び炉心領域のナトリウムの初期温度は、1次主冷却系の系統降温操作を考慮しない保守的な想定に基づき計算し、それぞれ約340℃及び約350℃とする。また、リークジャケットの外表面は断熱条件とする。
- 7) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いるものとし、崩壊熱の減衰を考慮した過渡解析を行う。
- 8) 1次主冷却系の流路が途絶した時点（事象発生約2時間後）から、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器とリークジャケットのギャップに通気する。窒素ガスの流量は5,500m³/h、原子炉容器入口温度は40℃とする。原子炉容器内部は、冷却材ナトリウムが炉内燃料貯蔵ラック、反射体及び遮へい集合体部で下降し、高温の燃料集合体部で上昇する自然循環冷却により崩壊熱を除去する。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.3図及び第4.3.3.10.4図に示す。

コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約610℃であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約540℃であり、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度550℃を超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。原子炉容器外面冷却時の崩壊熱に基づく燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度は冷却材最高温度とほぼ同等であり、燃料最高温度も過度に上昇しないと判断できることから、被覆管最高温度及び燃料最高温度も炉心損傷防止措置の評価項目として設定した値を超えない。したがって、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。

ii. 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.10.5図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）、格納容器（床下）及び格納容器外（外部環境）をモデル化する。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい

口の大きさは保守的な想定として 90mm² とする。漏えいするナトリウムの温度は、保守的な想定として事象進展を考慮した原子炉出口冷却材の温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。

- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度 3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器（床下）にプール状に溜るものとする。
- 4) プールの広がり面積は、漏えい箇所の床面の構造を考慮した上で最大となる 170m² とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は 0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は 40℃ とする。また、格納容器（床下）圧力の初期値は 0.49kPa[gage]、格納容器（床下）の構造材温度の初期値は 50℃ とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 7) 格納容器（床上）と格納容器（床下）は、内外圧差 981Pa に対して 100%/d の通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約0.025kg/cm²[gage]（約2.5kPa[gage]）及び約41℃であり、格納容器の設計圧力1.35kg/cm²[gage]（約0.13MPa[gage]）及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約0.065kg/cm²[gage]（約6.4kPa[gage]）、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約160℃及び約96℃であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

なお、本評価事故シナリオでは炉心の著しい損傷は防止されるため、格納容器外への放射性物質の放出は極めて低く抑制される。

以上より、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価におけるコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。不確かさの影響評価について、「i) 基本ケース i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析」において、評価項目に対して厳しい結果となるように解析条件（初期温度及び境界条件等）を設定している。このため、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却に係る不確かさの影響評価は不要である。

ii. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。この不確かさの影響評価について、評価項目に対して影響のあるプールの広がり面積は、「i) 基本ケース ii. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるようにプール広がり面積を設定している。このため、格納容器応答過程に係る不確かさの影響評価は不要である。

4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

全交流動力電源喪失事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、仮設電源設備等も活用した炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と全交流動力電源喪失事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.14.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視を実施できるものとする。

d. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

全交流動力電源喪失事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

a. 1 ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1 ループの1 次主冷却系及び2 次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

(iii) その他

a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.14.1 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.14.2 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、**全交流動力電源喪失事故**を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。