

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 4 月 11 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

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）

目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 3.1 安全設計方針
 - 3.2 気象等
 - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
 - 4.1 安全評価に関する基本方針
 - 4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方
 - 4.3 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
 - 4.3.1 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の選定
 - 4.3.1.1 選定の手順
 - 4.3.1.2 事象グループの選定
 - 4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定
 - 4.3.2 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条件等
 - 4.3.2.1 基本的考え方
 - 4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項
 - 4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 4.3.2.4 解析の実施方針
 - 4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード
 - 4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定
 - 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
 - 4.3.3.2 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - 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
 - 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
 - 4.3.3.5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - 4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - 4.3.3.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - 4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - 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
 - 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
 - 4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

- 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
- 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
- 4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故
- 4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故
- 4.4 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
 - 4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故
 - 4.4.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故
- 4.5 要求事項（試験炉設置許可基準規則第53条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「常陽」の深層防護の基本的な考え方及び全体像
- 別紙 2-1 : 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の選定
- 別紙 2-2 : 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対する炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
- 別紙 3 : 解析にあたって考慮する事項
- 別紙 4 : 有効性評価における解析条件の設定
- 別紙 5 : 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に使用する計算コード
- 別紙 6 : 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る資機材及び手順 別添 6-20
- 別紙 7-1 : 制御棒の落下速度による影響評価
- 別紙 7-2 : UTOP の有効性評価における制御棒の異常な引抜きによる反応度添加率の設定について
- 別紙 7-3 : BDBA 評価における破損箇所及び破損規模の想定について
- 別紙 7-4 : LF 時の燃料破損検出時の原子炉停止と放射性物質の閉じ込め・貯留の手順
- 別紙 7-5 : 炉心燃料集合体の瞬時完全閉塞について
- 別紙 7-6 : 千鳥格子状閉塞の具体的想定の適切性
- 別紙 7-7 : LF 時の燃料破損の想定
- 別紙 7-8 : LF の格納容器破損防止措置の有効性評価
- 別紙 8-1 : ボイド反応度が正となる領域と事象推移への影響
- 別紙 8-2 : 最終的即発臨界超過に至るまでの炉心物質挙動の視覚的説明
- 別紙 8-3 : 固体粒子の存在による炉心物質の実効的な粘性の増加を考慮した場合の事象推移

- 別紙 8-4 : 遷移過程解析における炉心物質の流動性とその影響について
- 別紙 8-5 : 高速炉燃料ペレットの急速加熱時の過渡挙動について
- 別紙 8-6 : 損傷燃料のデブリ化に対する炉外試験データの適用性について
- 別紙 8-7 : FCI 試験におけるナトリウム温度条件と粒径の関係
- 別紙 8-8 : デブリベッドの冷却性解析におけるデブリベッドの性状
- 別紙 8-9 : プラグ応答に関わる機械的応答過程解析の具体的内容について
- 別紙 8-10 : 高速炉における FCI 現象について
- 別紙 8-11 : 原子炉容器の歪みの判断基準 (10%) の設定について
- 別紙 8-12 : 格納容器応答過程における放熱等の解析条件及びセシウム挙動の評価方法について
- 別紙 8-13 : ULOF 時の中央制御室の実効線量の評価
- 別紙 8-14 : SAS4A の妥当性確認で抽出された不確かさの影響評価の詳細について
- 別紙 8-15 : 燃料の分布等を踏まえた燃料凝集率と反応度挿入率の評価について
- 別紙 8-16 : 即発臨界超過に伴う放出エネルギー評価に係る想定条件の保守性・妥当性について
- 別紙 8-17 : SIMMER による遷移過程解析における、燃料粒子径等の解析条件の即発臨界超過への影響、及び炉心物質質量の変化について
- 別紙 8-18 : 高速炉重大事故時の即発臨界超過現象における非線形性の影響評価
- 別紙 8-19 : 遷移過程解析及び機械的エネルギー発生の解析における FCI 実験からの知見の適用性
- 別紙 8-20 : 遷移過程解析における不確かさ影響評価の保守性について
- 別紙 8-21 : 重力コンパクションによる簡易評価と遷移過程解析基本ケースとの反応度挿入率の違いについて
- 別紙 8-22 : 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ及びその影響評価について
- 別紙 8-23 : デブリベッドの冷却性評価における粒子径の評価方法とその影響について
- 別紙 8-24 : FLUENT 解析に与える損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について
- 別紙 8-25 : FLUENT 解析における解析体系及び境界条件の設定について
- 別紙 8-26 : 機械的エネルギー発生の解析における (初期熱エネルギーの不確かさ以外の) 解析パラメータの不確かさの影響について

- 別紙 8-27 : 機械的エネルギー発生の解析におけるエネルギー散逸について
- 別紙 8-28 : 機械的エネルギー発生に係る極短時間挙動の解析への SIMMER の適用性について
- 別紙 8-29 : プラグ応答解析における FCI 挙動の不確かさの影響について
- 別紙 8-30 : 外部電源喪失に起因する事故及びポンプ軸固着に起因する事故におけるナトリウム噴出の解析結果に差異が生じた理由
- 別紙 8-31 : UTOP 事象推移全体が ULOF に包絡されることについて
- 別紙 8-32 : UTOP 遷移過程解析における炉心下部等での FCI 挙動の不確かさ影響について
- 別紙 8-33 : 崩壊熱除去機能喪失型の事故シーケンスの格納容器破損防止措置の有効性評価の関係
- 別紙 8-34 : LORL 及び PLOHS の炉内事象過程における事象推移の扱いに関する考え方
- 別紙 8-35 : 損傷炉心物質等と遮へいグラファイトとの共存性について
- 別紙 8-36 : 損傷炉心物質の安全容器内冷却解析について
- 別紙 8-37 : 安全容器内での損傷炉心物質の形状について
- 別紙 8-38 : 損傷炉心物質の安全容器移行後の臨界性について
- 別紙 8-39 : 損傷炉心物質の安全容器内冷却に係る安全容器の構造健全性評価について
- 別紙 8-40 : コンクリート遮へい体冷却系窒素ガスによる原子炉容器外面冷却の有効性評価
- 別紙 8-41 : 格納容器 (床下) のライナ及びコンクリートの健全性
- 別紙 8-42 : BDBA における Cs-137 放出量評価及び敷地周辺の実効線量の評価
- 別紙 9-1 : 第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物のリスクについて
- 別紙 9-2 : 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の拡大を防止するための措置に使用する設備等 (資機材) の仕様等
- 別紙 9-3 : 水冷却池に水を供給するための措置の概要
- 別紙 9-4 : 水冷却池の水位の変化に係る評価条件
- 別紙 9-5 : 水冷却池の水位の基準の設定

(添付)

- 添付 1 : 設置許可申請書における記載
- 添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (安全設計)

添付 3 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (適合性)

添付 4 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (設備等) 一部

燃料破損検出系の概要

1. 燃料破損検出系の概要^{1), 2)}

燃料破損検出系として、第1図に示すように1次主冷却系配管に遅発中性子法(DN法)燃料破損検出設備が、また、カバーガス系にカバーガス法(CG法)燃料破損検出設備が設けられている。

(1) 遅発中性子法(DN法)燃料破損検出設備

遅発中性子法は、燃料の破損によって冷却材中に放出された核分裂生成物(FP)からの遅発中性子を検出する方法であり、検出対象となる主要な遅発中性子先行核とその半減期は、Br-87(55s)、Br-89(4.5s)、I-137(21.7s)である。「常陽」では、第2図に示すように計測設備がA、B各ループに1基ずつ1次主冷却系配管に近接して設置されており、この位置では炉心部を通過したナトリウムの輸送遅れ時間により、遅発中性子が約20~40秒で中性子検出器に到達し、炉心で発生し漏洩してくる中性子の影響を受けずに遅発中性子を計測できる。

Aループ側の遅発中性子法燃料破損検出設備を第3図に示す。中性子検出器にはBF₃比例計数管とB-10比例計数管を用い、検出効率を上げるため、高速中性子を熱中性子化する減速材として黒鉛ブロックが用いられている。また、冷却材ナトリウムの放射化によるNa-24(15h)、Na-22(2.6y)およびNa-23(n,p)反応で生成するNe-23(38s)からのガンマ線を遮蔽するため、配管と検出器の間に鉛遮蔽体を設置し、さらにその外側をバックグラウンドの熱中性子を遮蔽するためのボラールとポリエチレンの熱中性子遮蔽体で囲んでいる。

一方、Bループ側遅発中性子法燃料破損検出設備では、第4図に示すように減速材としてポリエチレンが用いられ、遅発中性子を減速するためのポリエチレン減速体、バックグラウンド成分の中性子を吸収するB₄C入ポリエチレン遮蔽体、ガンマ線を遮蔽する鉛遮蔽体からなる。中性子検出器にはBF₃比例計数管とB-10比例計数管が用いられる。

(2) カバーガス法(CG法)燃料破損検出設備

カバーガス法は、燃料破損時にカバーガス中に移行したFPガス(Kr、Xe)を検出する方法である。この原理は、Kr-88(2.8h)やXe-138(15m)のβ⁻崩壊によって生じるRb-88やCs-138が正の電荷を持っているので、これを負に帯電した金属ワイヤに吸着させ、ワイヤをガンマ線遮蔽したチャンバ内に駆動して、そこでRb-88やCs-138がβ⁻崩壊する際に放出するベータ線またはガンマ線を検出する方法である。

カバーガス法燃料破損検出設備の概略を第5図に示す。カバーガスの一部をコンプレッサにより吸引し、ペーパートラップでカバーガス中に含まれるナトリウムを除去した後プレシピテータチェーンに導き、プラスチックシンチレーションカウンタによりベータ線またはガンマ線を検出する。

2. 検出感度

燃料破損検出系は以下の検出機能を有しており、1本の燃料要素の破損により、1次冷却系ナトリウム中等の核分裂生成物の濃度が運転上の制限(遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備のそれぞれにおいて設定)を超えたことを速やかに検出できる。また、運転員は中央制御室の警報及び盤において、運転上の制限を超過したことを検知し、速やかに原子炉を停止することができる。原子炉施設保安規定において、遅発中性子法燃料破損検出設備又はカバーガス法燃料破損検出設備のいずれか一方でも運転上の制限値を超えた場合の措置として、原子炉

を停止することを定めている。

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験において、燃料要素 1 本で開口破損が生じれば、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（バックグラウンドの値の 5 倍）を超過する検出感度を有することを確認している²⁾。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験において、燃焼初期の燃料要素 1 本に蓄積される希ガス FP の放出が生じれば、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定に定める運転上の制限（バックグラウンドの値の 10 倍）を超過する検出感度を有することを確認している³⁾。なお、新燃料を 1 日照射した時点での破損を仮定して計算すると、燃料要素 1 本からの FP ガスの放出により、バックグラウンドの約 100 倍の計数値となる。

3. 検出時間

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験結果から、遅発中性子先行核の輸送時間遅れは約 1 分であり、燃料破損発生約 1 分後には、燃料破損を検知し、中央制御室に警報を発することが可能である。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

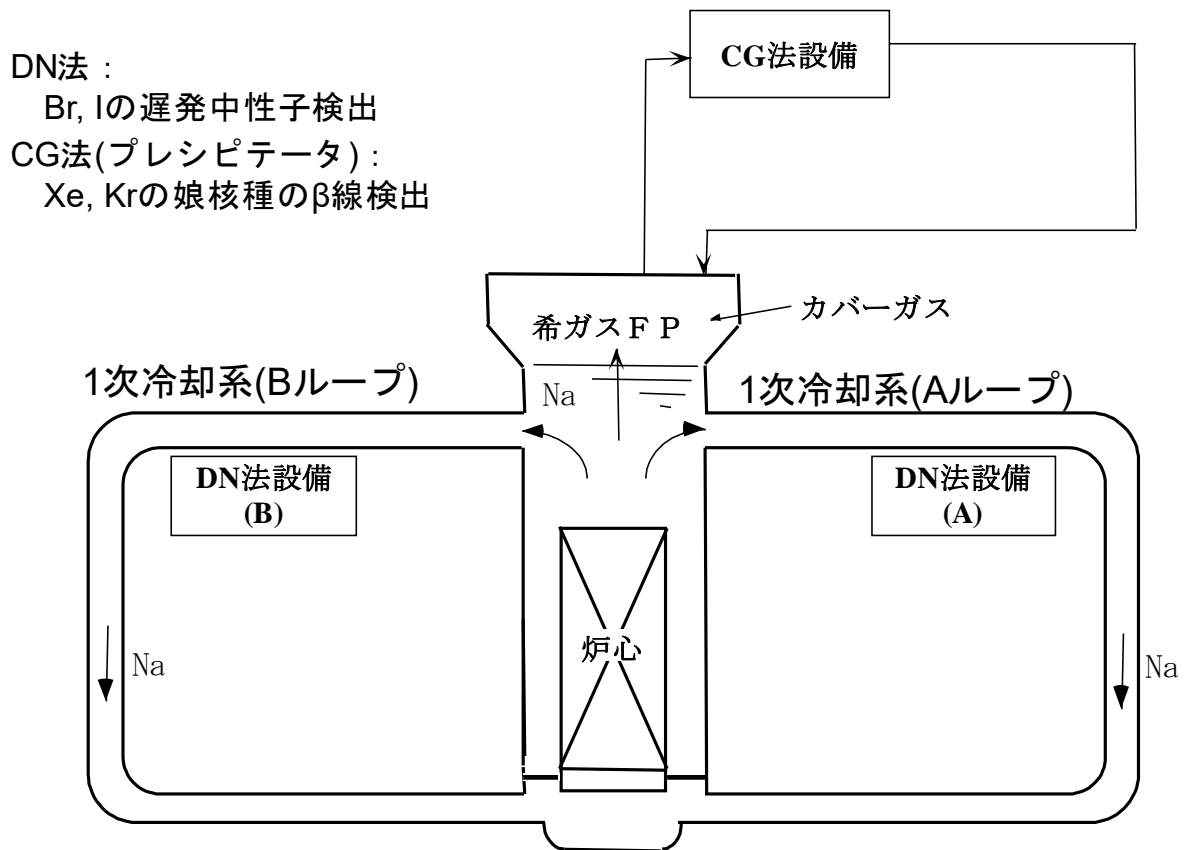
「常陽」でこれまでに実施した燃料破損検出技術の実証試験結果から、カバーガス法燃料破損検出設備の検知に要する時間は、保守的に評価して約 40 分であり、燃料破損発生約 40 分後には、燃料破損を検知し、中央制御室に警報を発することが可能である。

なお、遅発中性子法燃料破損検出設備等により、燃料破損の兆候が確認された場合は、カバーガス法燃料破損検出設備の随時の計数率を監視することも可能である。この場合、カバーガスの輸送時間遅れは約 2 分であり、カバーガスの吹き付け時間の約 10 分を加えた約 12 分後には計数率の監視が可能となり、遅発中性子法燃料破損検出設備の計数率と併せて、燃料破損の検知による原子炉停止の判断に使用できる。

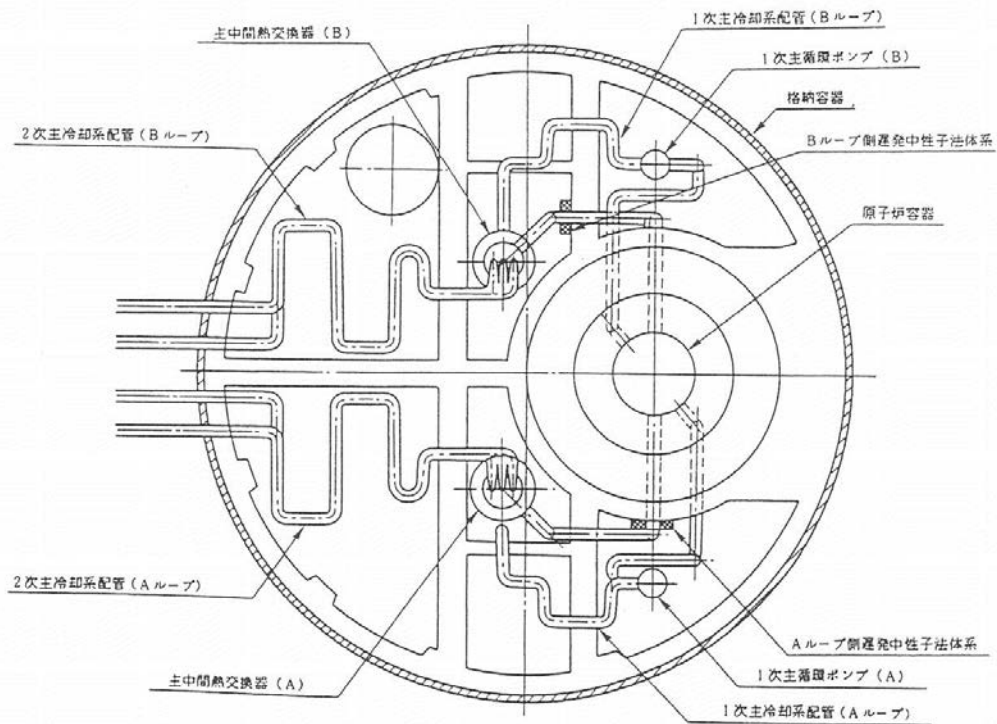
1) 青山卓史、鈴木惣十；「高速実験炉「常陽」における計測技術」 PNC TN9420 96-058, (1996).

2) 大戸敏弘他；「「常陽」における燃料破損検出技術の開発と実施試験」動燃技報 No. 68, p. 45-51 (1988).

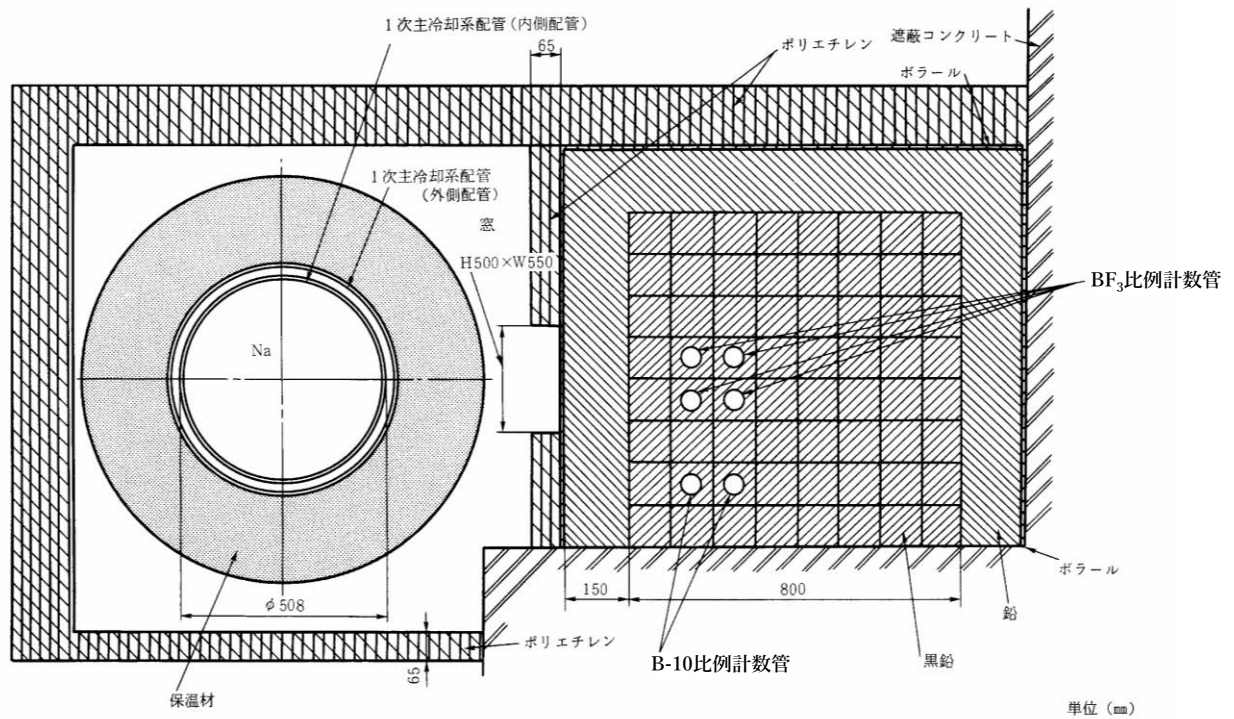
3) 伊藤主税他；「「常陽」における燃料破損模擬試験」 JNC TN 9410 2005-003



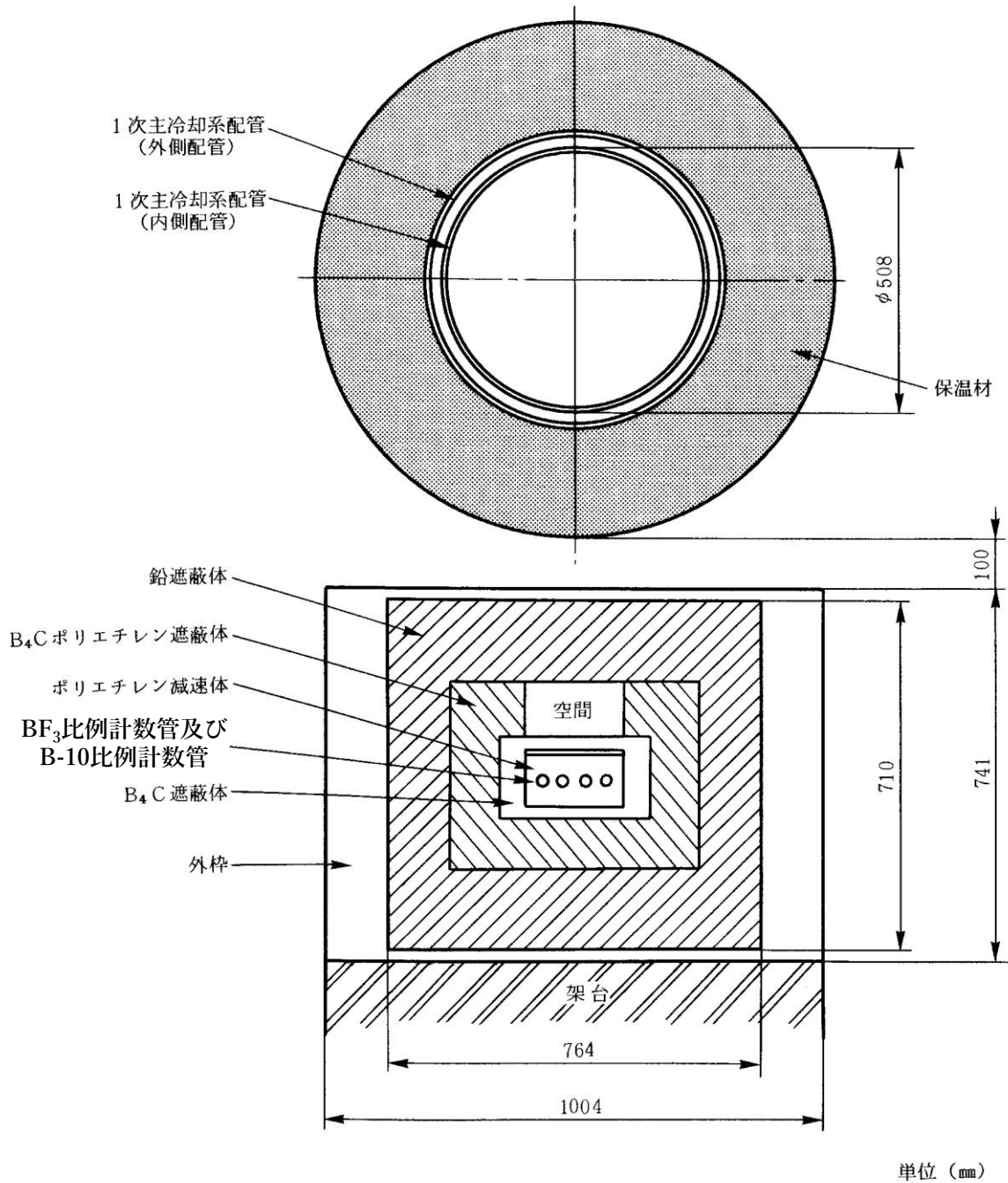
第1図 「常陽」の燃料破損検出系



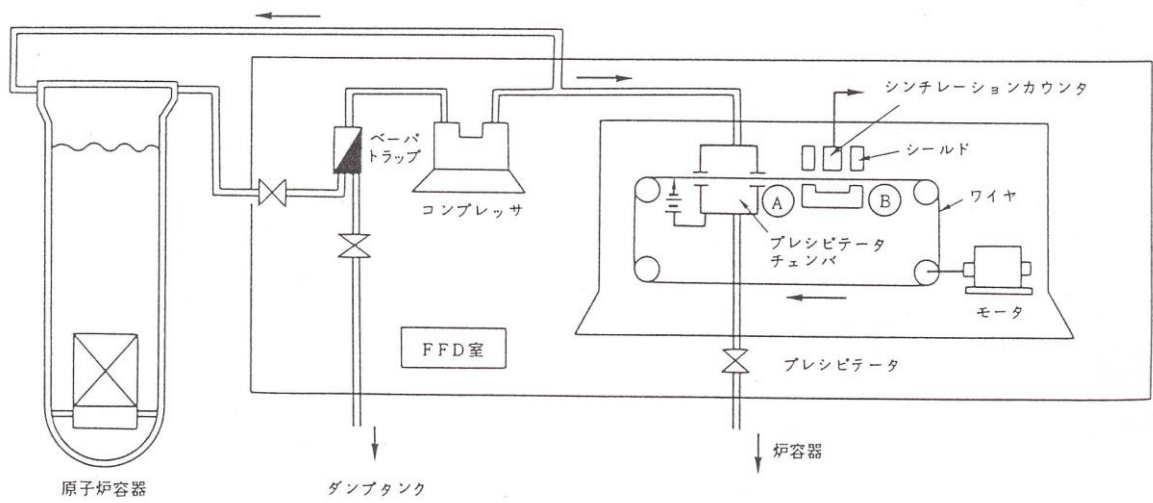
第2図 遅発中性子法燃料破損検出設備及び1次主冷却系配管の配置図



第3図 Aループ側遅発中性子法燃料破損検出設備



第4図 Bループ側遅発中性子法燃料破損検出設備



第5図 カバーガス法燃料破損検出設備

LF 時の燃料破損の想定

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 720℃及び約 640℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。また、燃料最高温度は約 2,360℃であり、評価項目を満足する。

しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じる可能性があり、閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され、隣接する燃料要素に衝突することで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇するため、クリープ破損が生じることを想定した評価を実施している。

ここで、本評価事故シーケンスでは、保守的な仮定をしているため、クリープ破損に至るが、最適評価を適用した場合の事象推移は以下のとおりである。

本評価事故シーケンスでは初期温度を熱的制限値に設定しているため、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は、約 100℃上昇し、約 720℃となる。

他方、最適評価におけるホットチャンネルの被覆管最高温度（540℃）に約 100℃の温度上昇を考慮した場合、被覆管最高温度は約 640℃となり、通常運転時末期のクリープ寿命分数和は 1.0 を超えず、最適評価では設計上破損しない。

また、上記の通常運転時末期の使用期間は、燃焼度が 90,000MWd/t に達するまでの約 12 サイクル使用した場合であり、実体の炉心の運用では、5 から 8 バッチであることから、保守的な評価である。

なお、集合体の各サブチャンネルは出力及び冷却材流量の分布を有しており、燃料被覆管最高温度が最も高い燃料被覆管のクリープ寿命分数和が 1.0 に達した時点での集合体平均のクリープ寿命分数和は 0.5 以下であり、集合体内のクリープ寿命分数和は大きなばらつきを有している。また、被覆管のクリープ破損強度は同一の製造ロットにおいても、大きなばらつきを有している。さらに、核分裂生成ガスの放出による温度上昇は過度にならず、かつ極めて短時間である。

以上のことから、LF 時にクリープ破損が生じ、運転員が原子炉を手動停止するまでに、クリープ破損が生じる燃料要素の数は 1 本となる。

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。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。本措置は、e.による格納容器破損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。

- e. 格納容器（床）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。**手動による措置は、自動による格納容器破損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。**

(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 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。**また、炉心損傷防止に係る自主対策に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。**

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。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/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) 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めに評価するため、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%Δk/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4.3.3.1.2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℃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℃及び約 620℃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℃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。

- | | | |
|----------|---|---|
| ドププラ係数 | ： | 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 | ： | ドププラ係数と同様に、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 SAS 4 A により解析する。

a. 解析条件

SAS 4 A 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「SAS 4 A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。SAS 4 A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するが、冷却材による除熱能力の低下によって被覆管は昇温し、被覆管の機械的強度は燃料の溶融が始まる前に喪失する。他方、燃料内の径方向温度分布が平坦化しているため、被覆管の機械的強度が喪失した状態で燃料の溶融が生じると、短時間で燃料全体が崩壊（破損）すると考えられる。燃料の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ブド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、SAS 4A 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、初期値の約 1,030°C からほとんど上昇せずに低下に転じ、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（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℃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 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 $^{\circ}\text{C}$ 、約 420 $^{\circ}\text{C}$ 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 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℃、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℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500℃並びに炉心周辺領域は約 460℃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チ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Super-COPD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熔融するとともに、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做して、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℃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℃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℃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℃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

りの 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、S U S 3 0 4 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 11MPa（1次応力）であり、S U S 3 0 4 について 800℃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。S U S 3 0 4 について 900℃までの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）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)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) S I M M E R - I Vによる機械的エネルギー発生解析は、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チール温度は、「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チール温度も示した。
- 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) A U T O D Y N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) P L U G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 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熔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单相圧力が発生する 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

第 4.3.3.1.20 図に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を示す。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

第 4.3.3.1.21 図に回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果を示す。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。各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。

第 4.3.3.1.22 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値) を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 0kg、0kg 及び 7kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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。

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4.3.3.1.23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えるものとする。
- 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4.3.3.1.24図から第4.3.3.1.26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、同様にスプレー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、燃料要素が損傷した集合体の数は基本ケースの 2 集合体から 5 集合体増加しているが、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基本ケースからの変化は僅少であり、また燃料要素が損傷した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 4.3.3.1.27 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 4.3.3.1.28 図から第 4.3.3.1.30 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、S I M M E R - 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、炉心燃料の溶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 4,080°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。

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. 1. 31 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、S U S 3 0 4 について 900°C までの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、溶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、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 4.3.3.1.32 図及び第 4.3.3.1.33 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 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890°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°C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°C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°C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°C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°C)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°C及び約 2,400°C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 4.3.3.1.34 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 4.3.3.1.35 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。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が損なわれることはない。第 4.3.3.1.36 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 31kg、29kg 及び 185kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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。

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 4.3.3.1.37 図から第 4.3.3.1.39 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

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」
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「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代替原子炉トリップ信号「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代替原子炉トリップ信号「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、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)
1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。	①1次冷却材流量コントローラ ②ボニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②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	・ 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。	① 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
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	・ 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。	① 1 次アルゴンガス系 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。）	—	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	・ 「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。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	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」

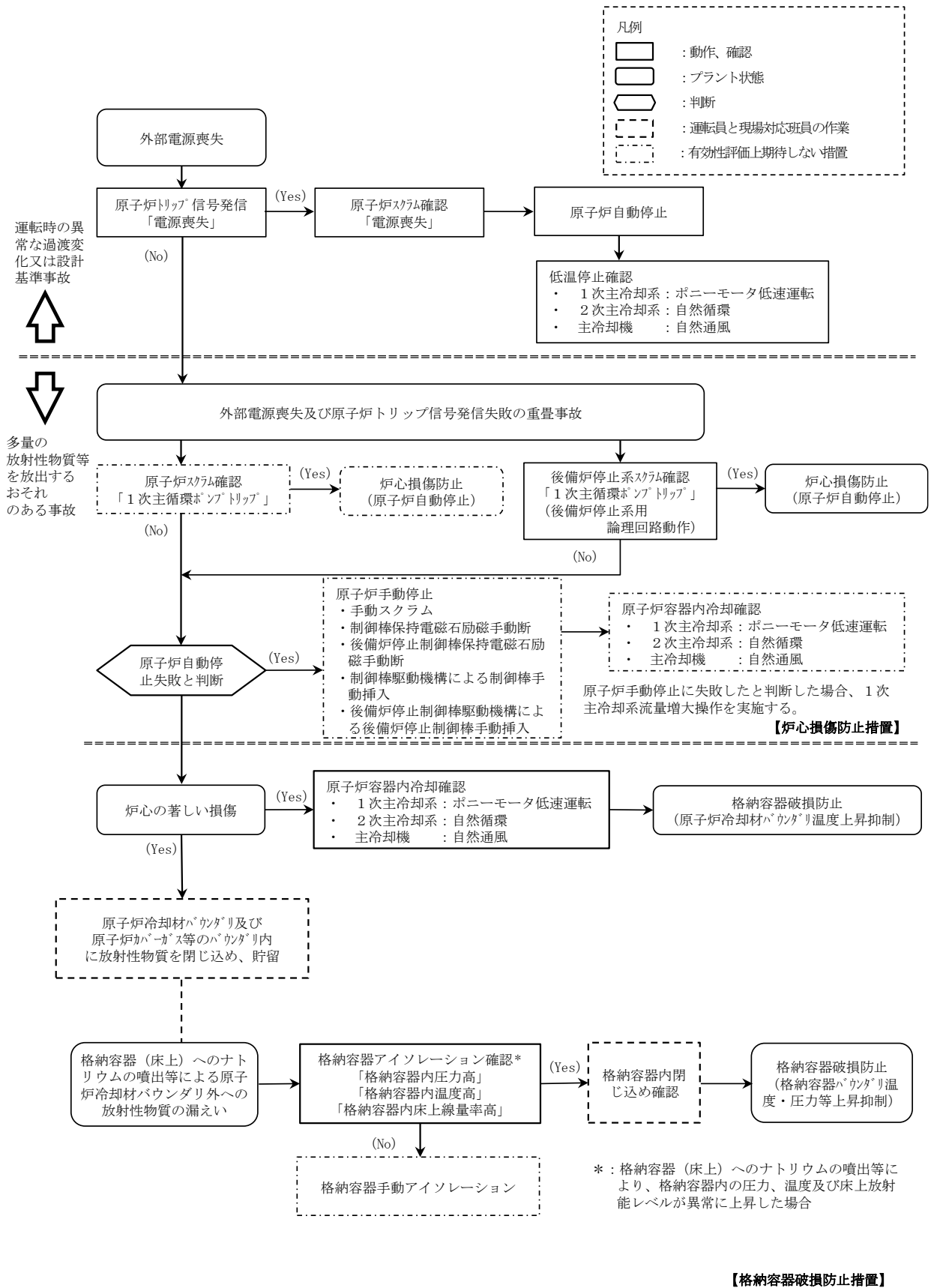
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

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

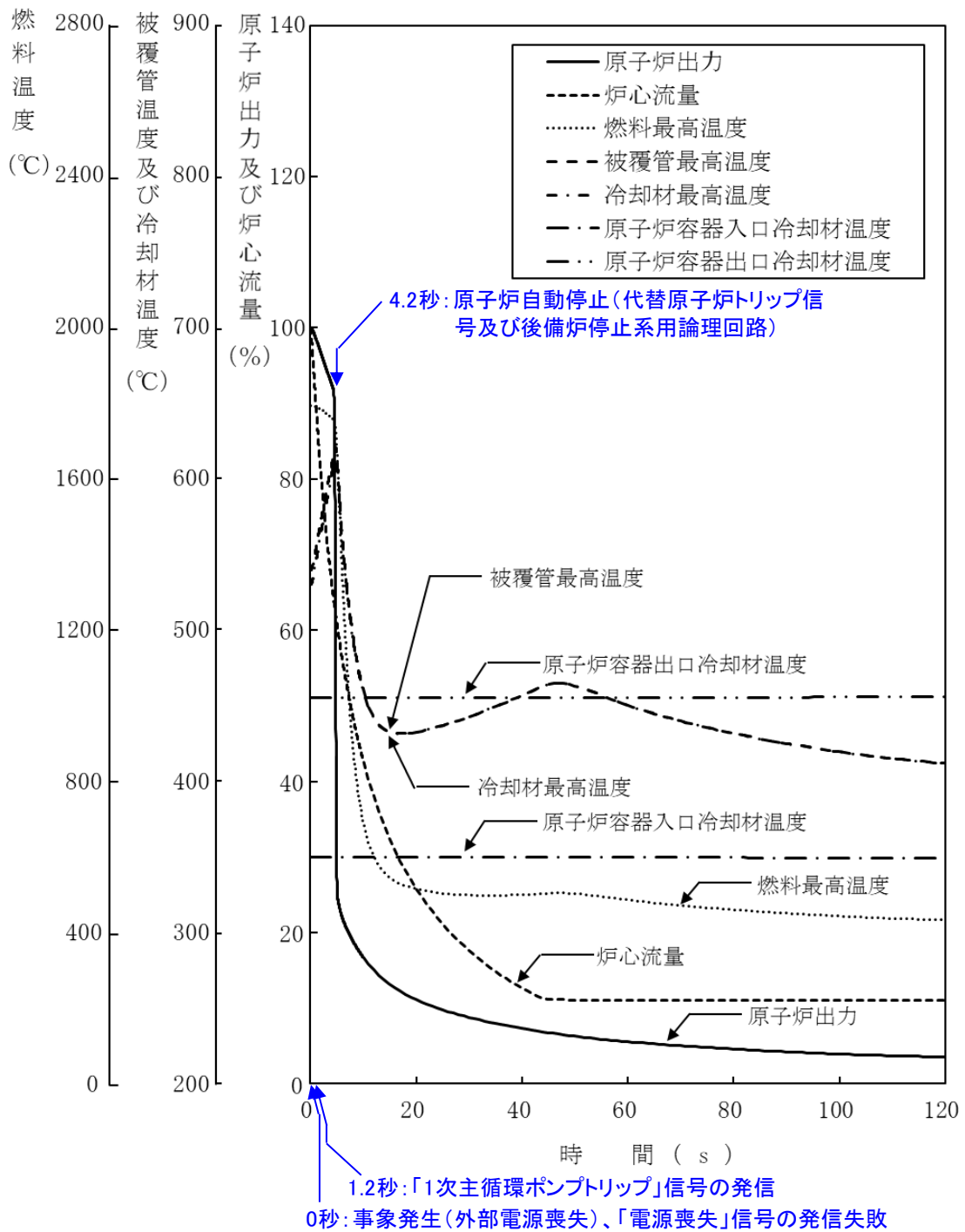
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																	・「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)を確認する。 ・「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)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																	・原子炉スクラム、後備炉停止系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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員A	1 ・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大																	・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のポニーモータ抵抗器盤で2名により10分以内に実施する。

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

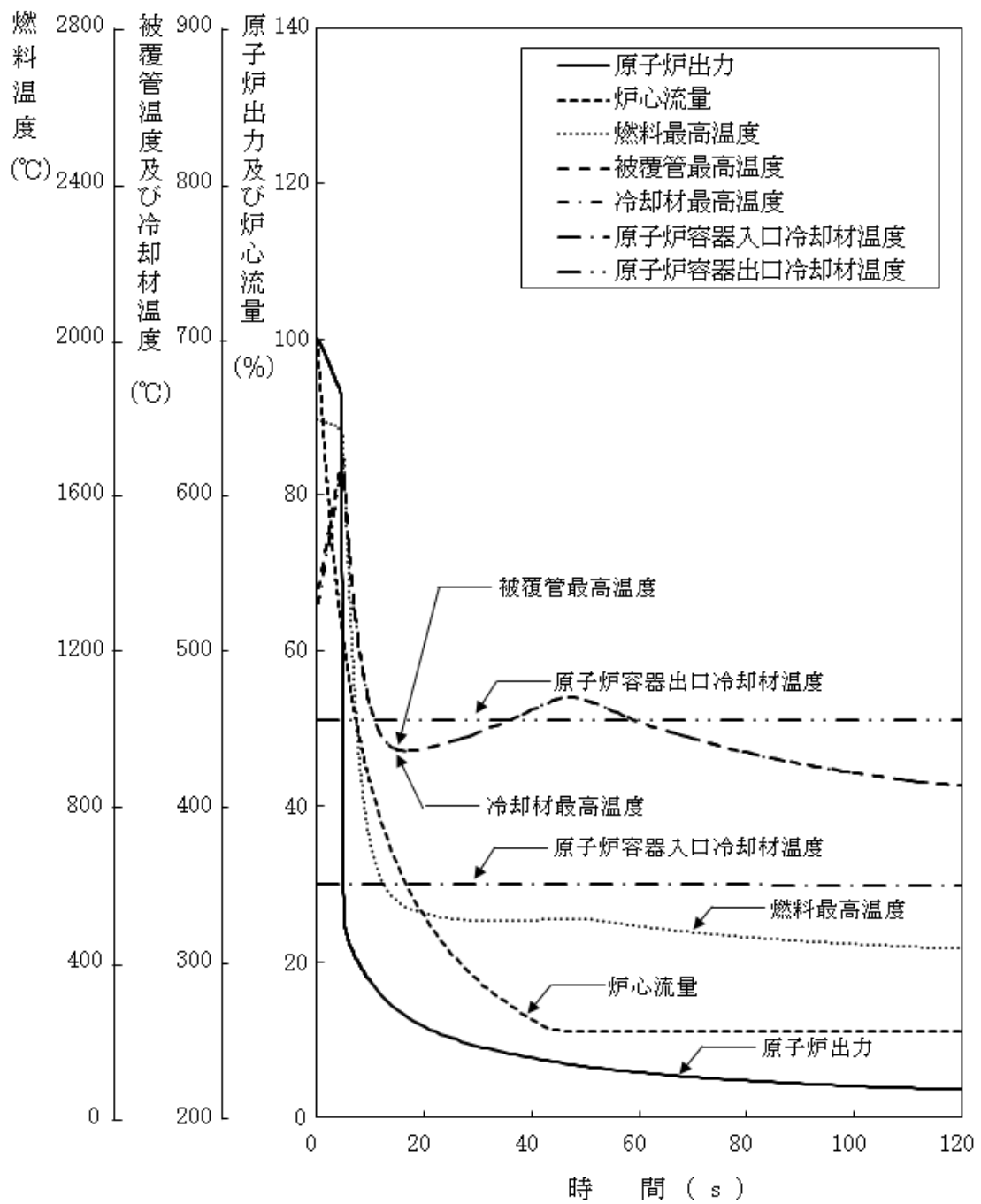
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考																															
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80	85	90	95	100	105	110	115	120	125	130	135	140	145	150	155	160	165	170	175	180	185	190	195	200	205	210	215	220	225	230	235	240
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「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																																																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																																	・原子炉スクラム、後備炉停止系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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。															
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																																	・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)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。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内を実施し、その後、監視を継続する。															
自主対策	運転員D	1 ・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																																	・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バウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内を実施する。															
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																																	・「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。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が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。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内を実施し、その後、監視を継続する。															



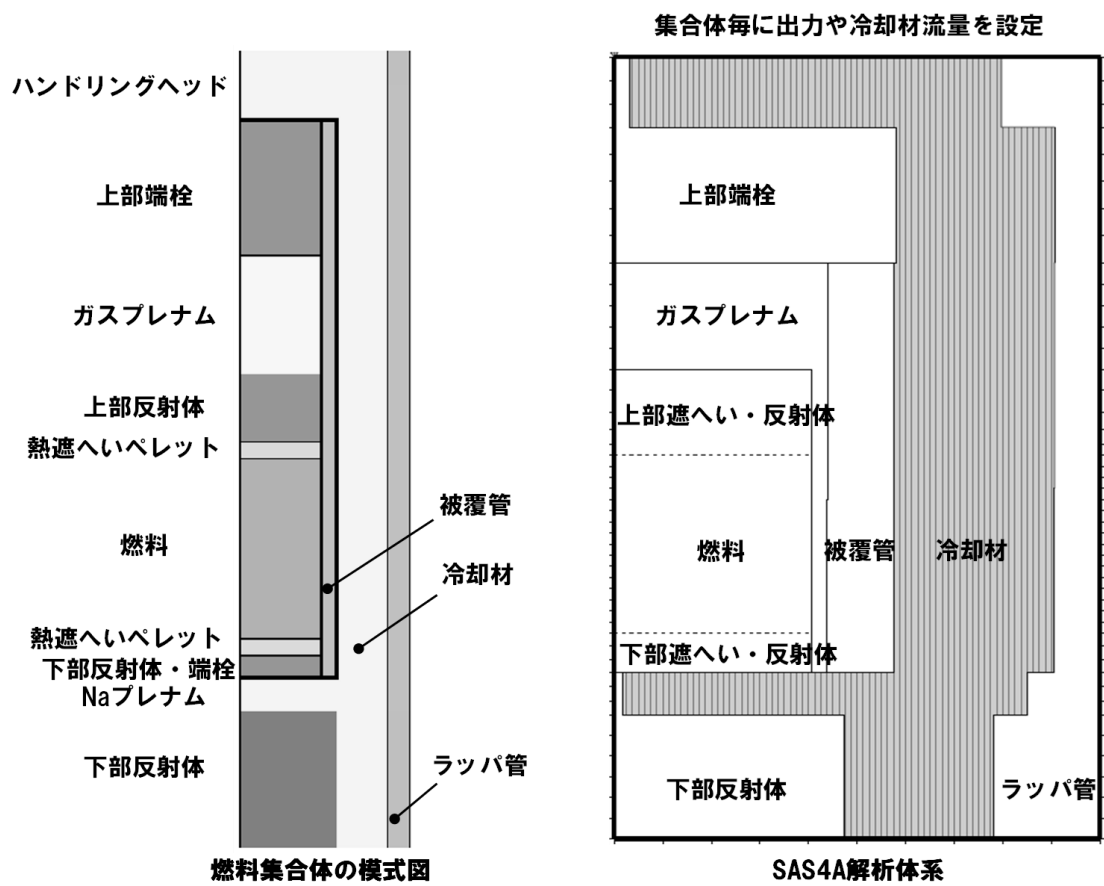
第4.3.3.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



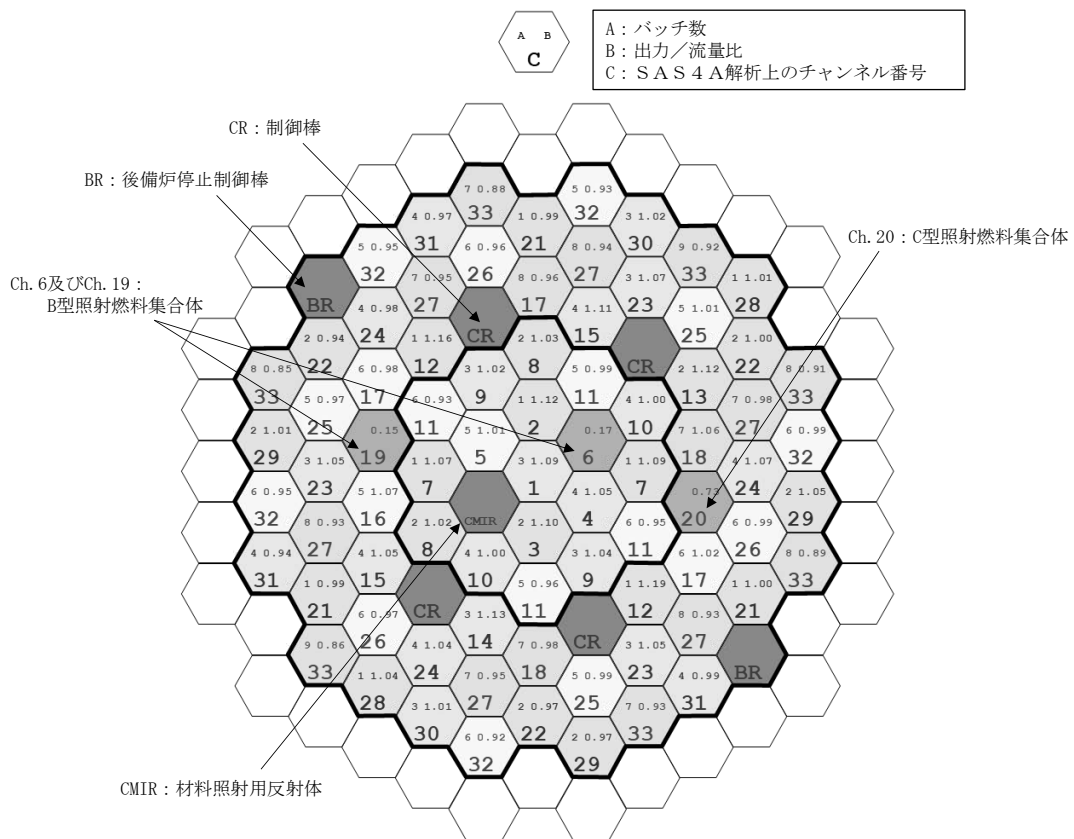
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置: 代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



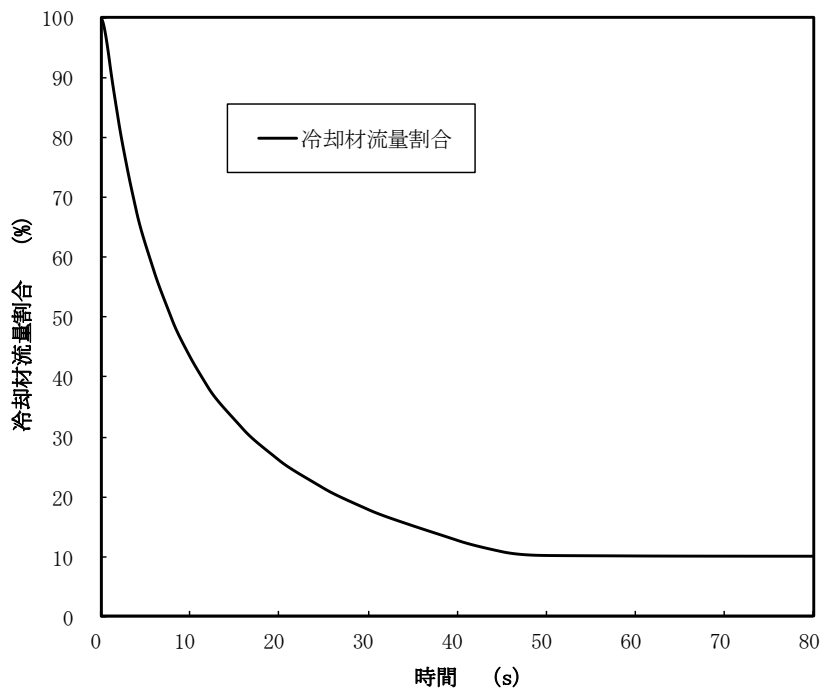
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



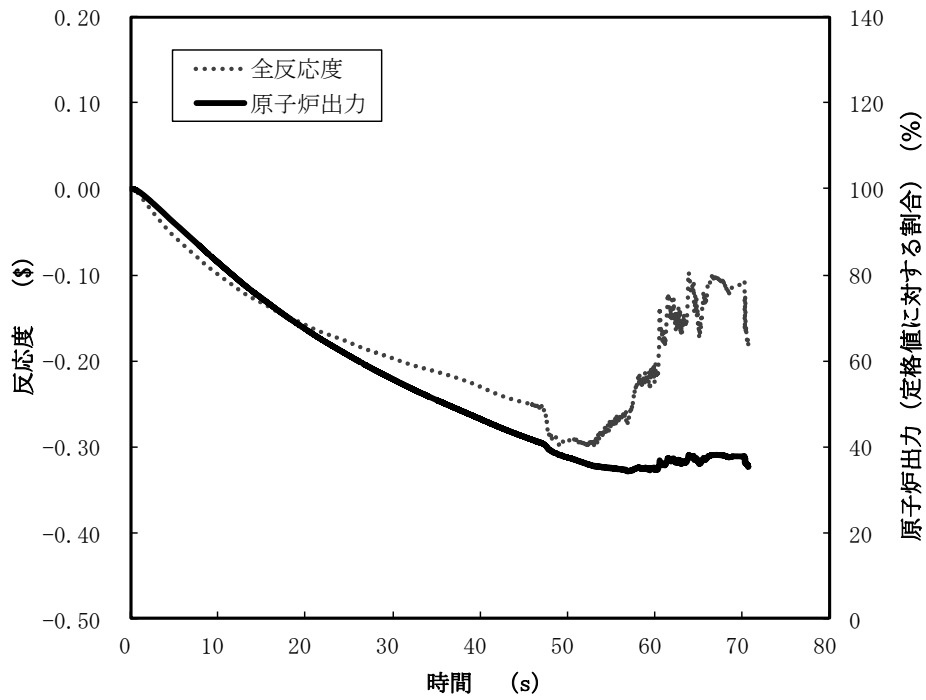
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



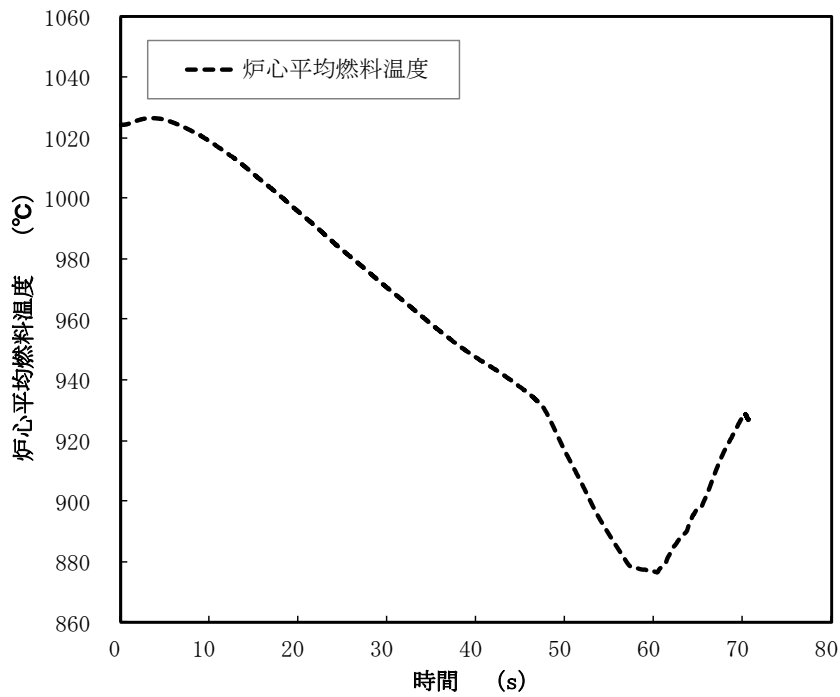
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4Aの解析におけるチャンネルの配置図



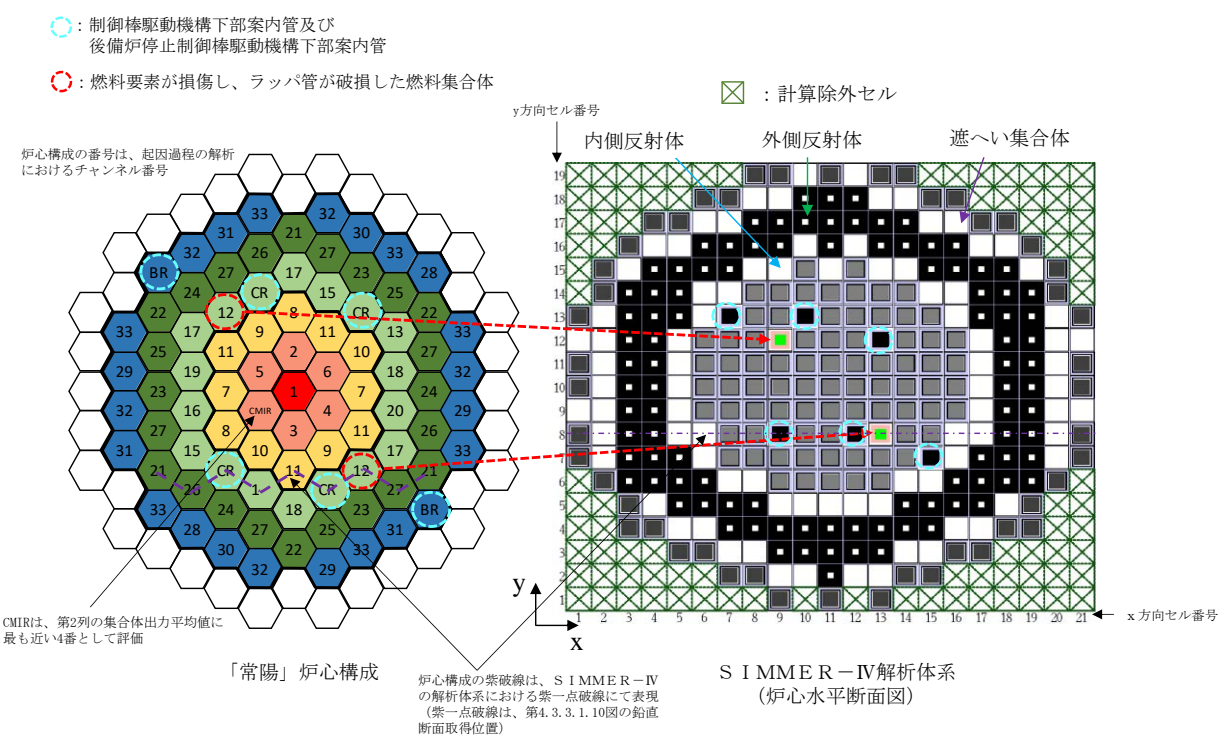
第 4.3.3.1.6 図 1次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



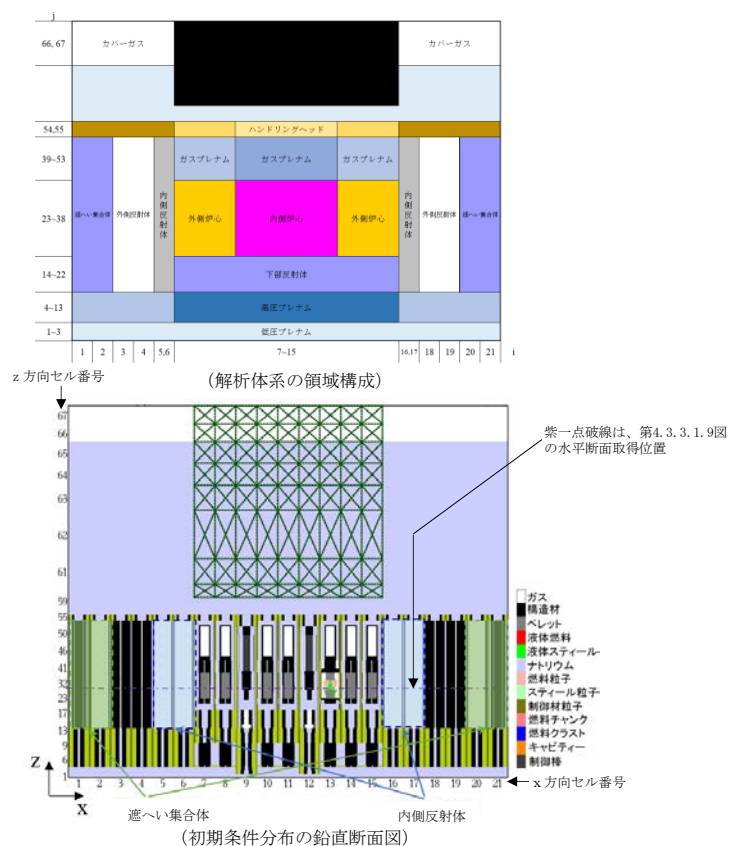
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



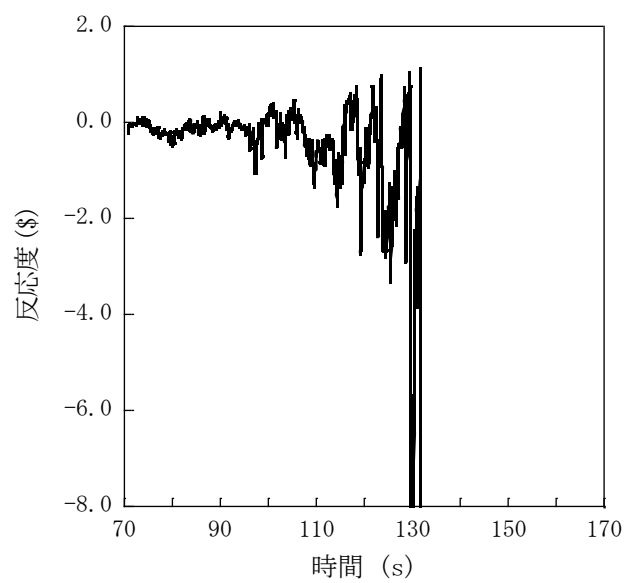
第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



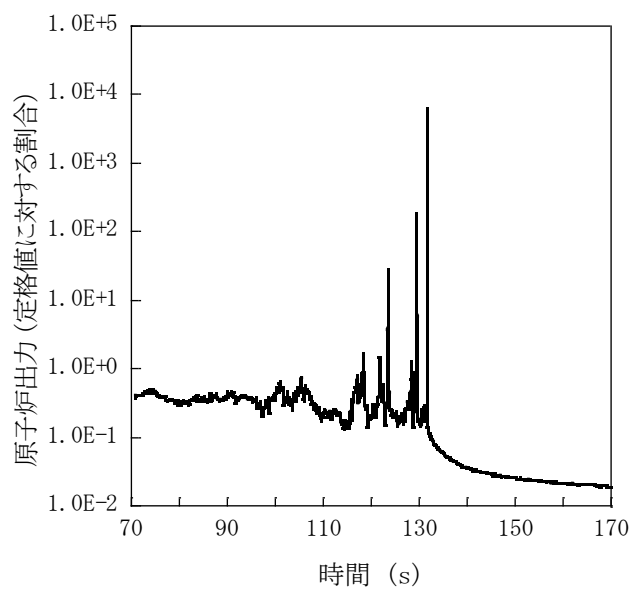
第4.3.3.1.9図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



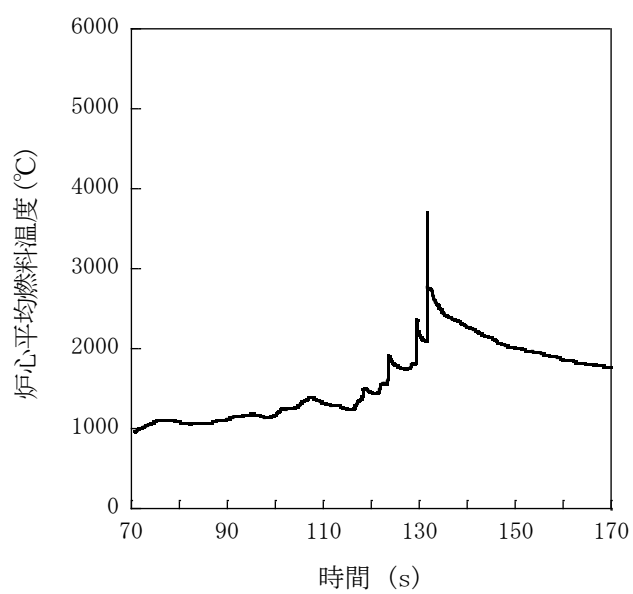
第4.3.3.1.10図 S I M M E R - I V における初期物質分布



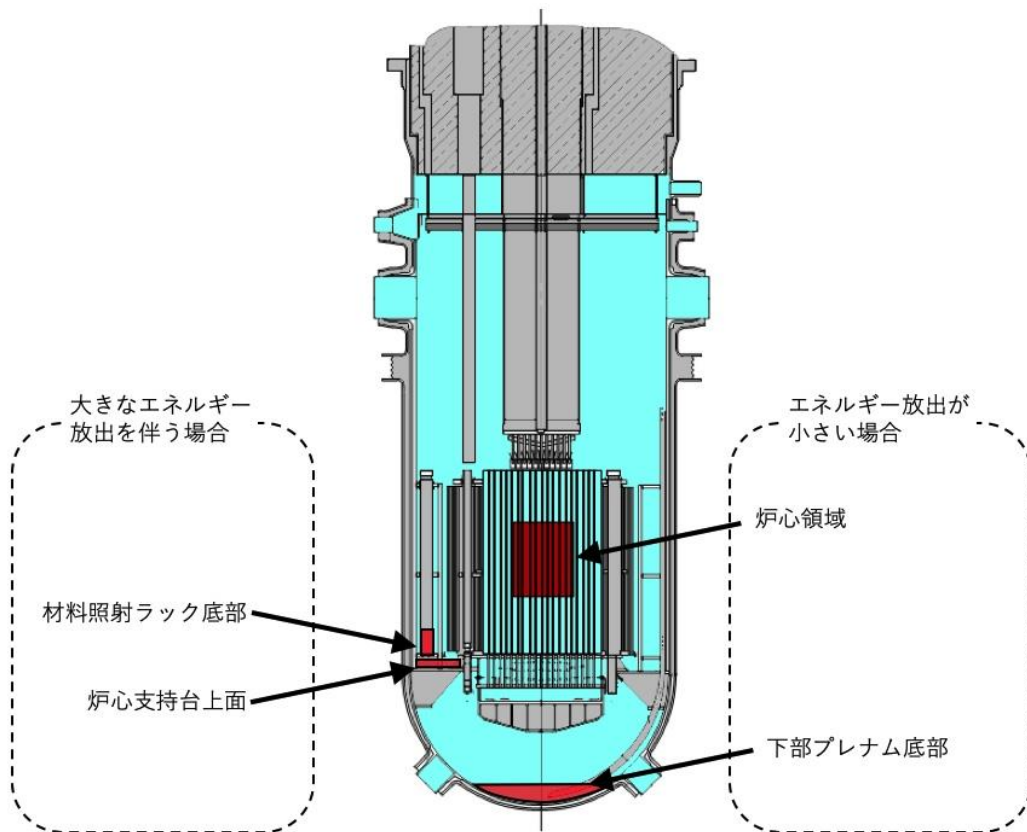
第 4.3.3.1.11 図 遷移過程における反応度履歴



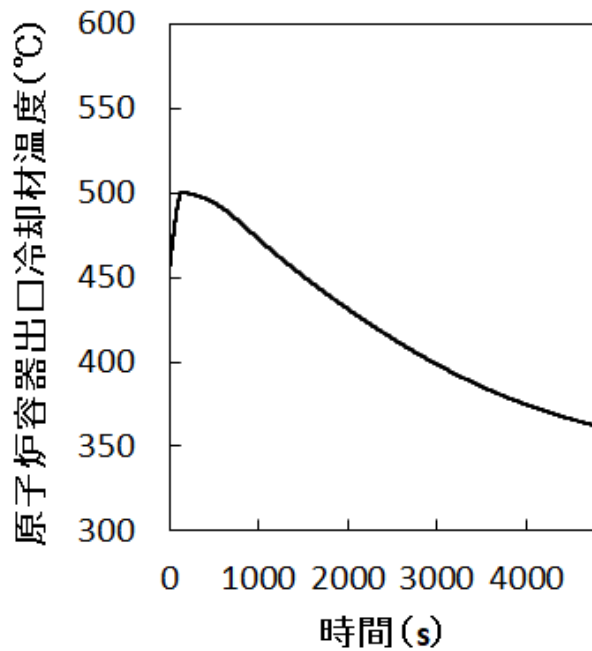
第 4.3.3.1.12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



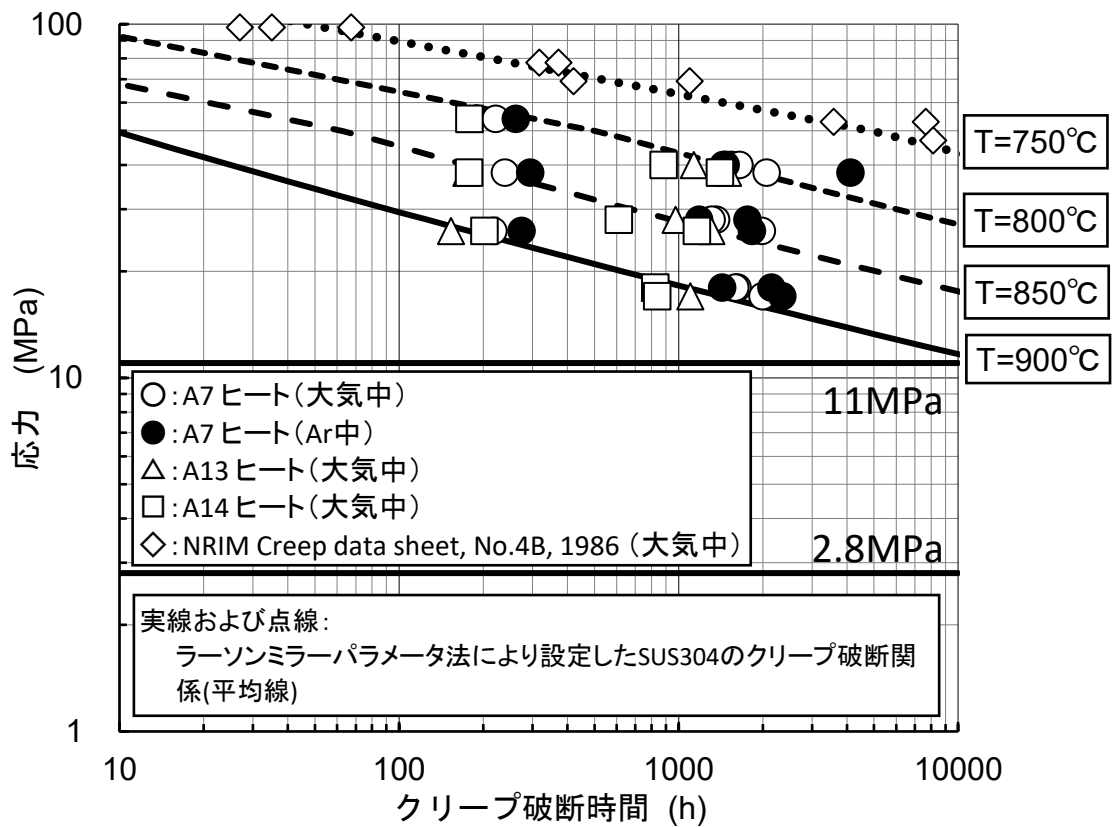
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



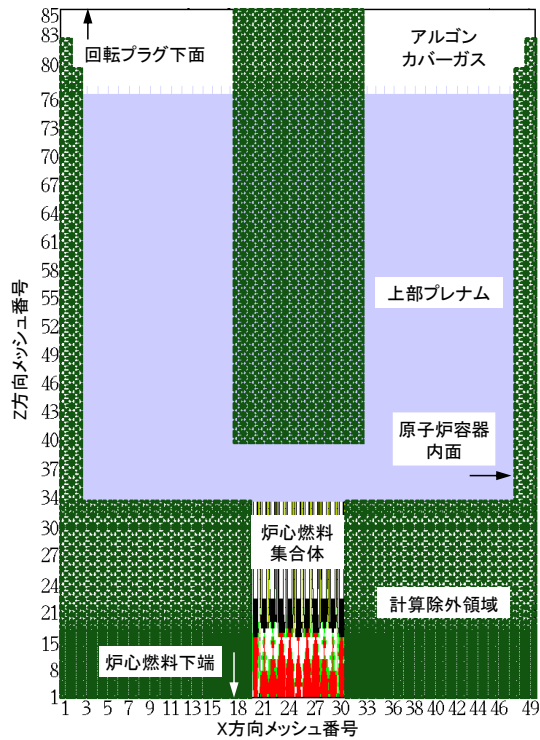
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



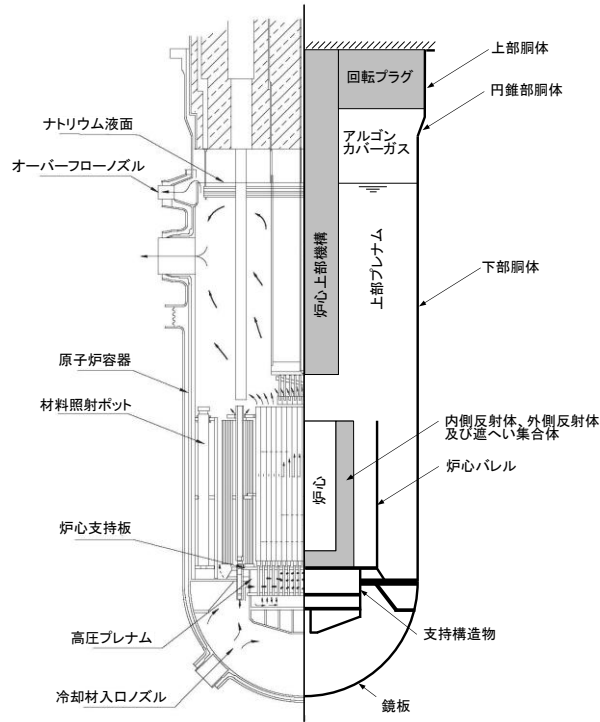
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



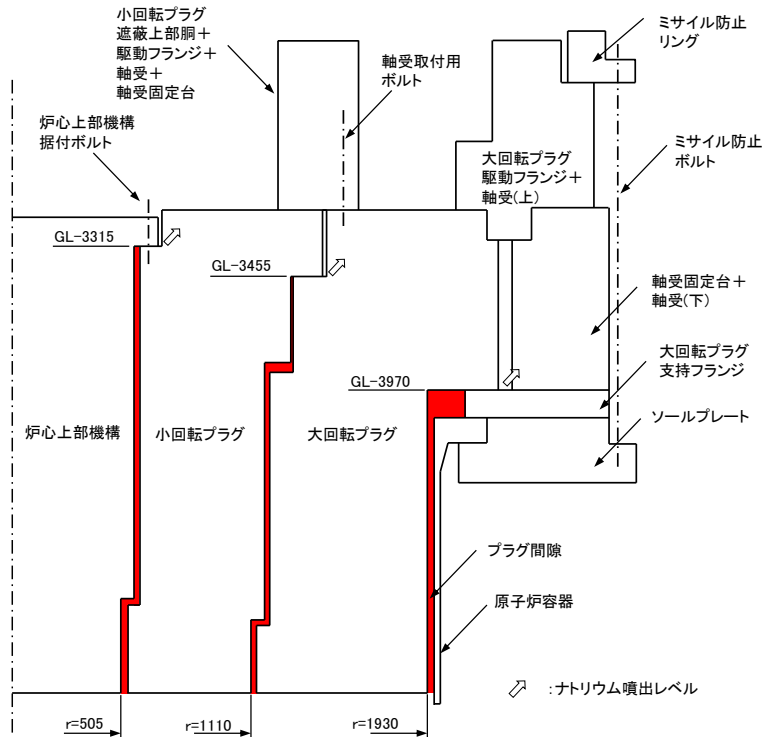
第 4.3.3.1.16 図 SUS304 のクリープ破断時間と応力の関係 (750°C から 900°C)



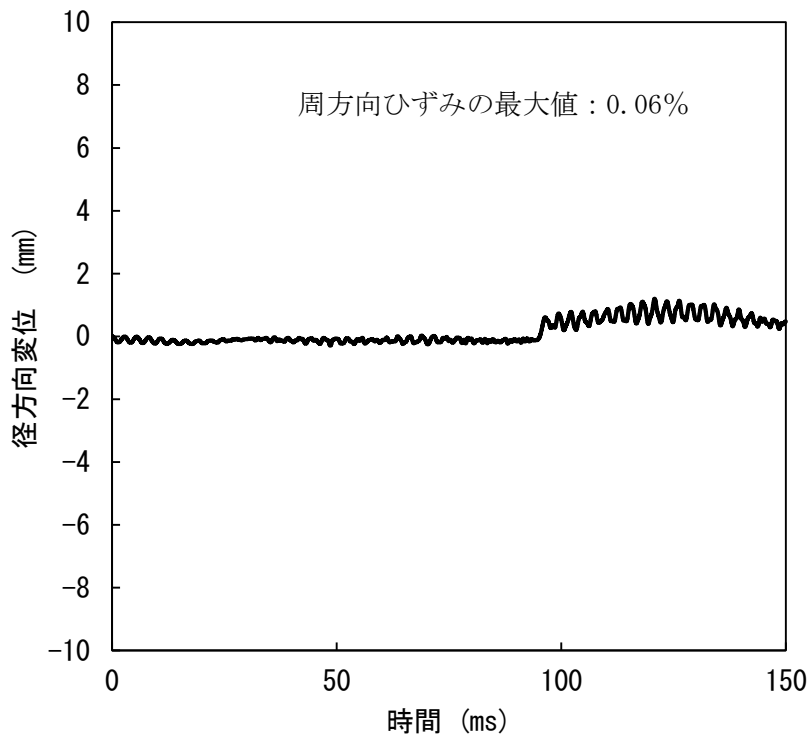
第 4.3.3.1.17 図 SIMMER-IV における解析体系 (機械的応答過程の解析)



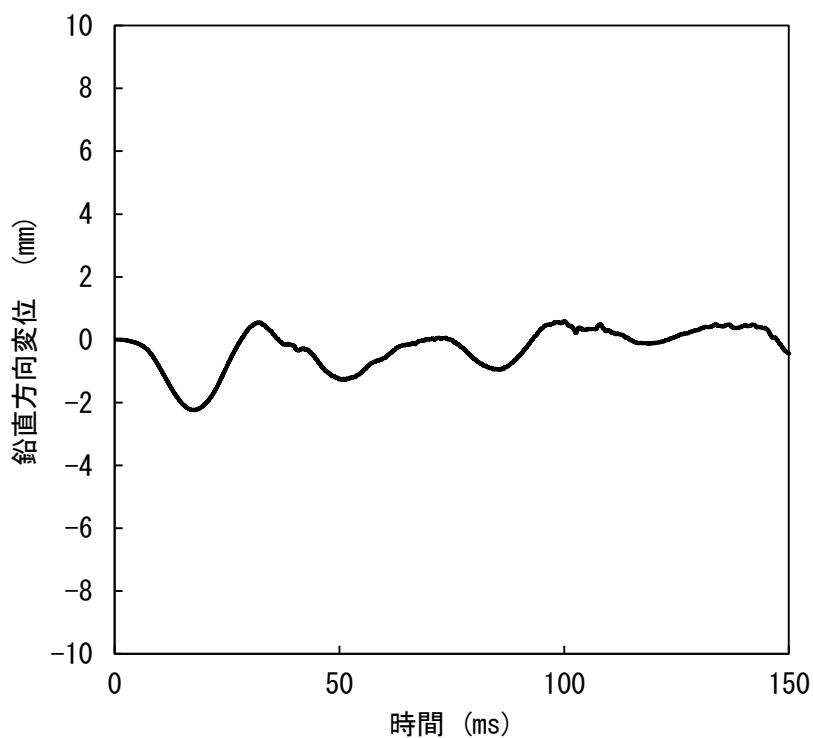
第 4. 3. 3. 1. 18 図 AUTODYNにおける解析体系



第 4. 3. 3. 1. 19 図 PLUGにおける解析体系

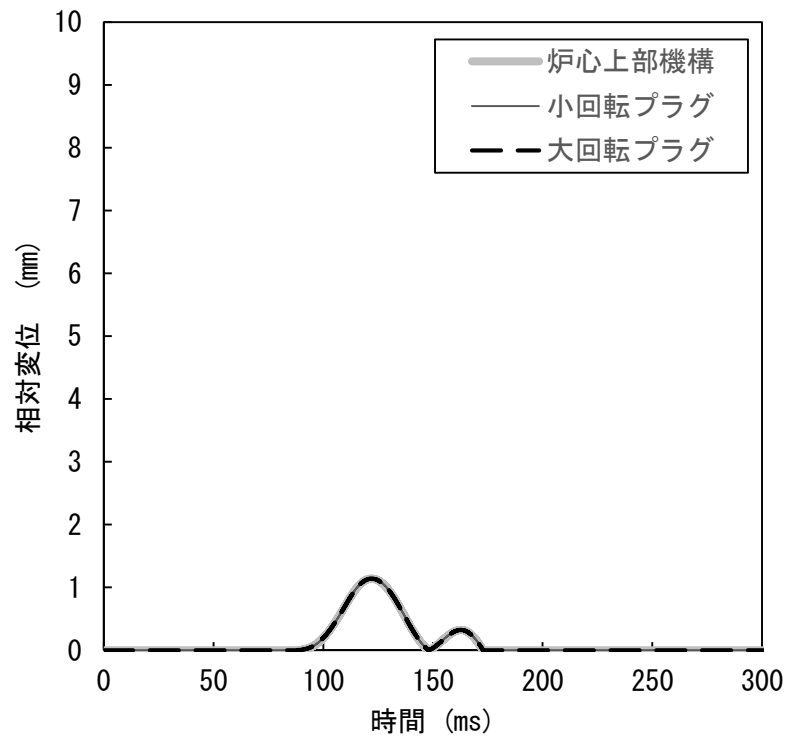


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

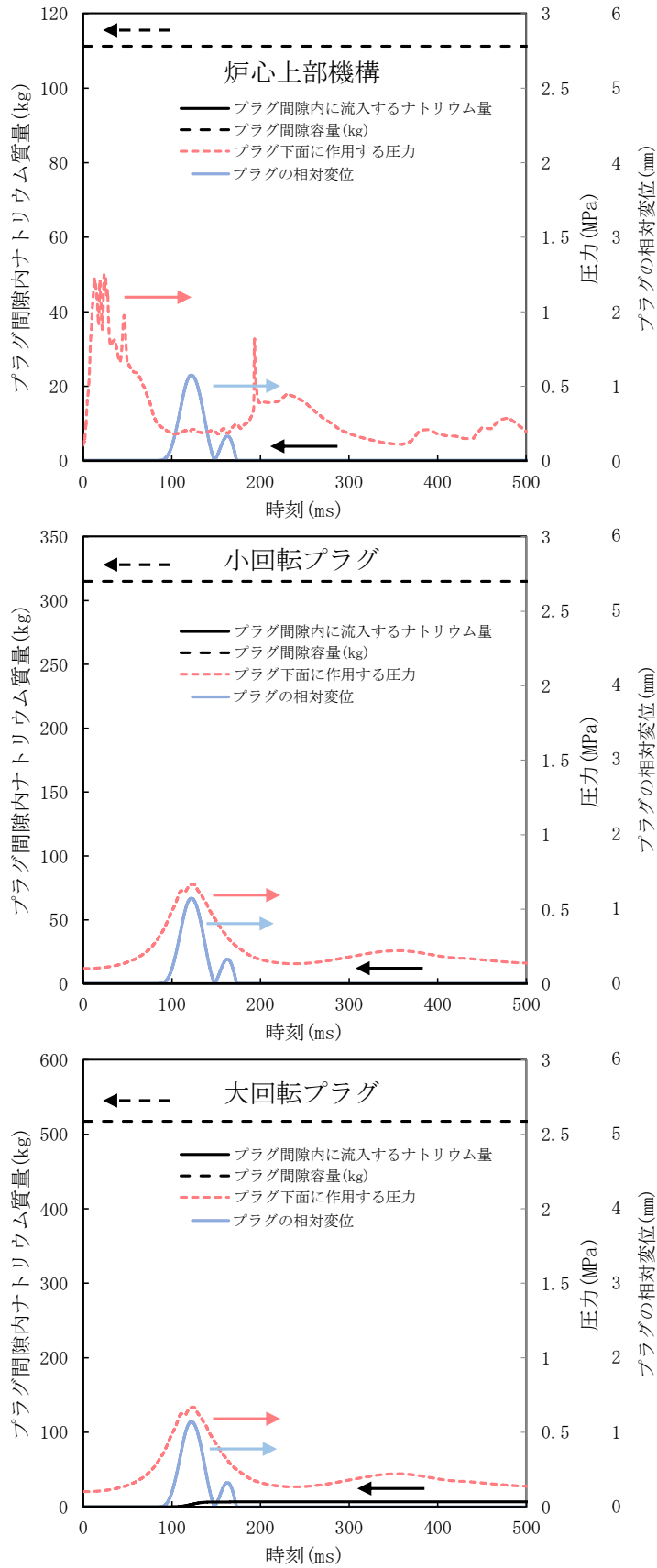


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

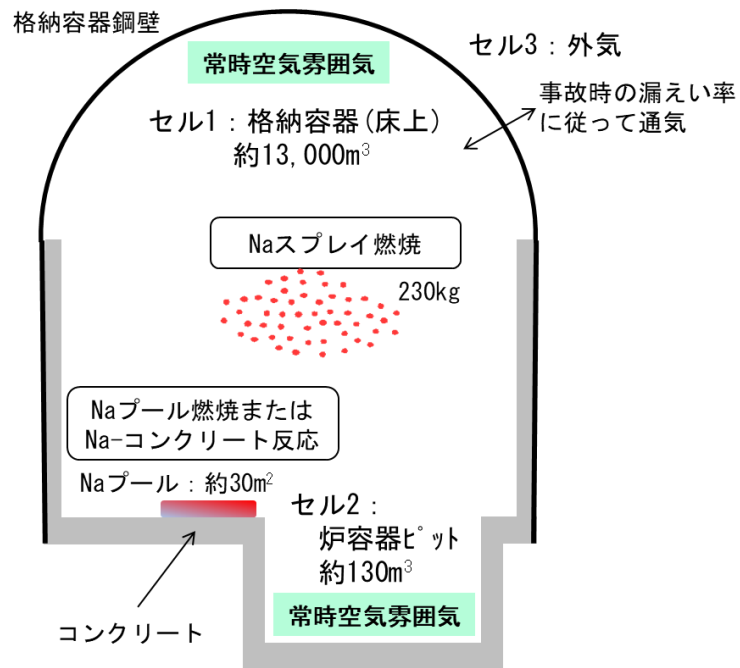
第 4.3.3.1.20 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



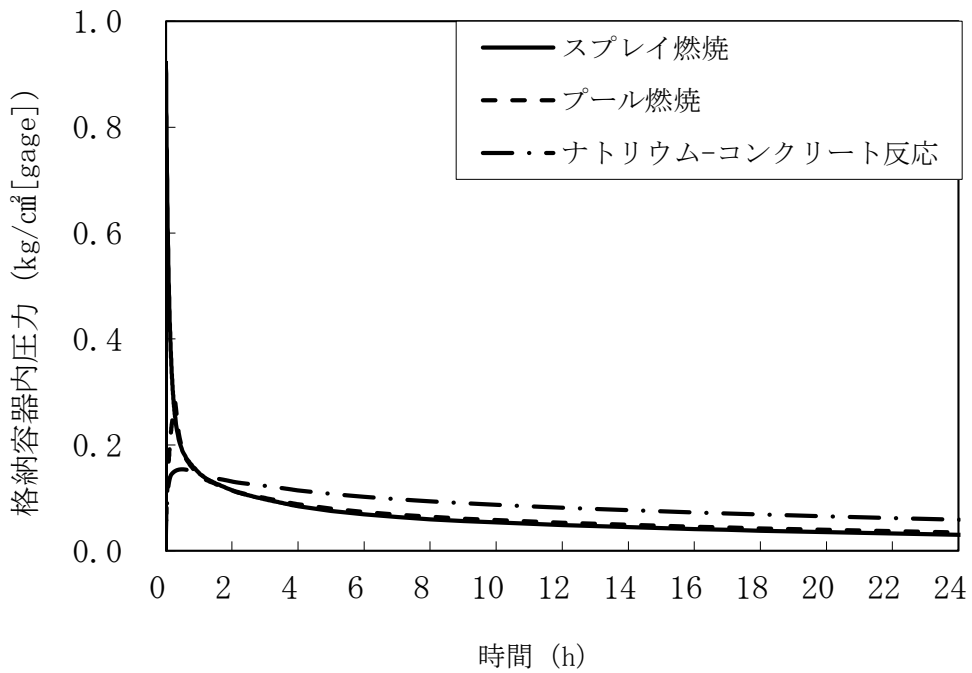
第 4. 3. 3. 1. 21 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



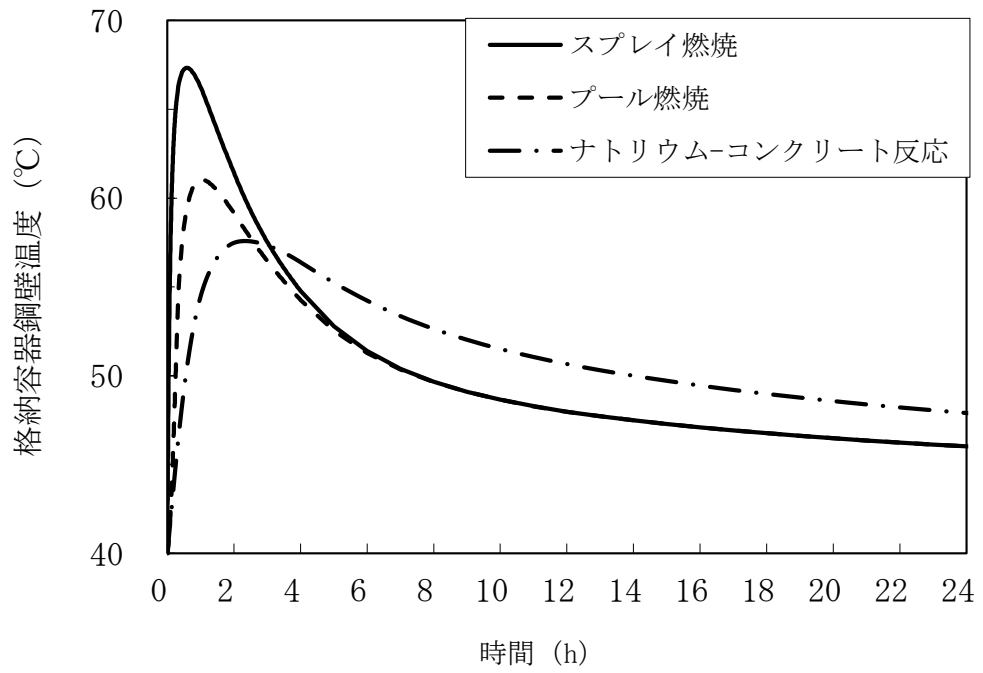
第 4.3.3.1.22 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)



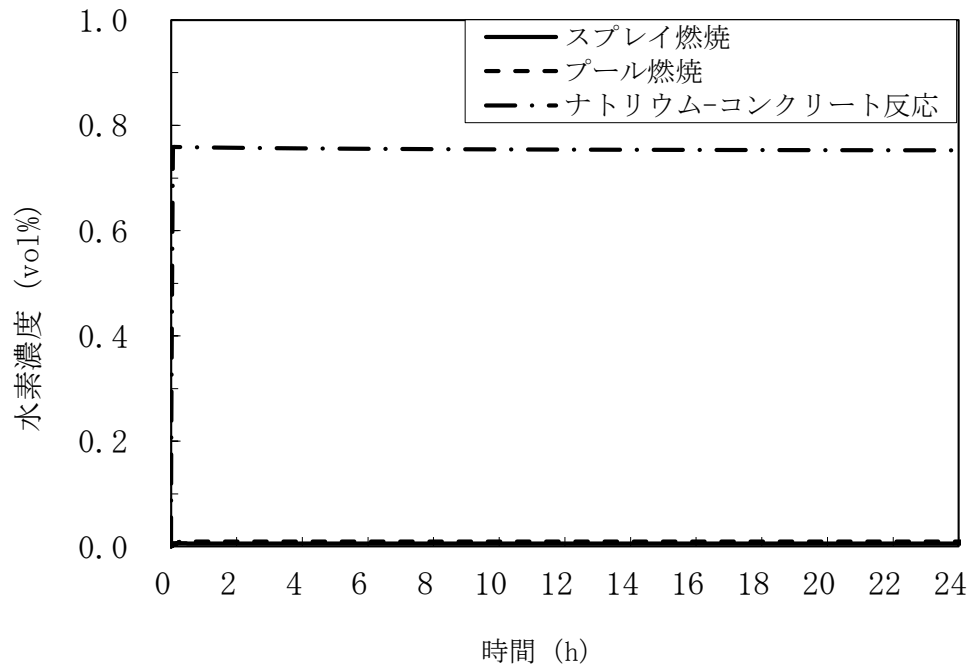
第 4. 3. 3. 1. 23 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



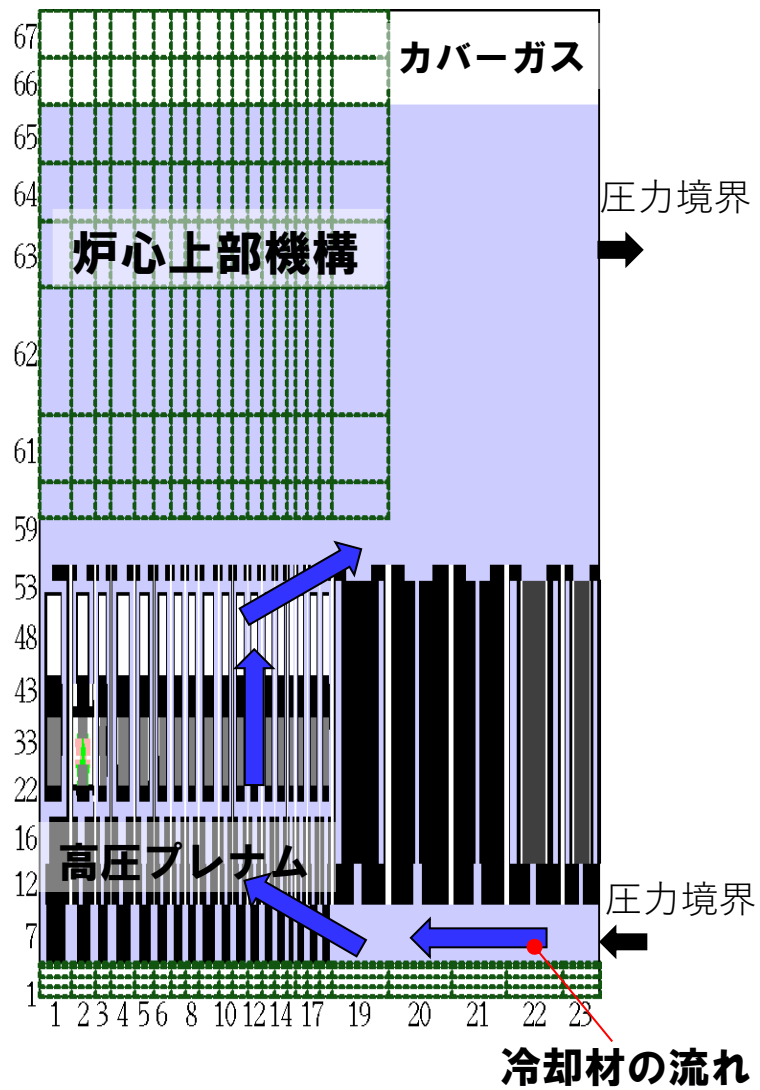
第 4. 3. 3. 1. 24 図 格納容器内圧力の推移



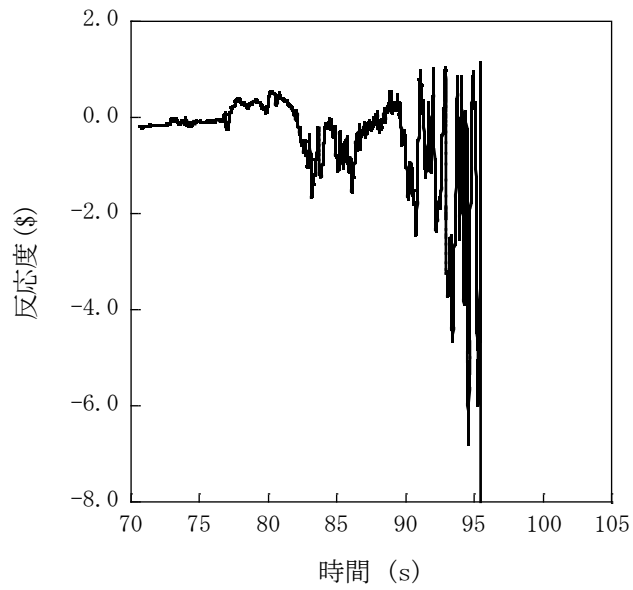
第 4.3.3.1.25 図 格納容器鋼壁温度の推移



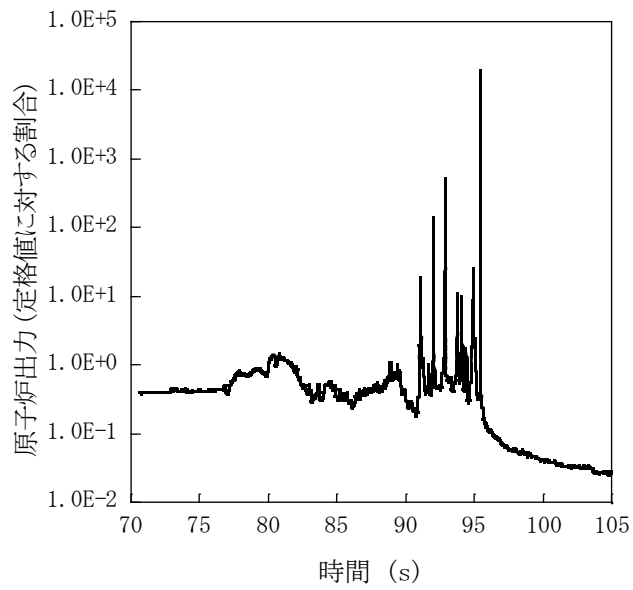
第 4.3.3.1.26 図 格納容器内水素濃度の推移



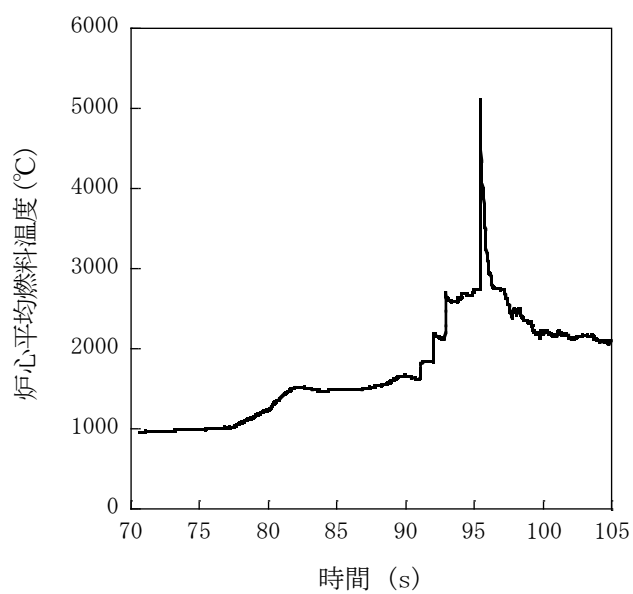
第 4. 3. 3. 1. 27 図 SIMMER-IIIにおける解析体系



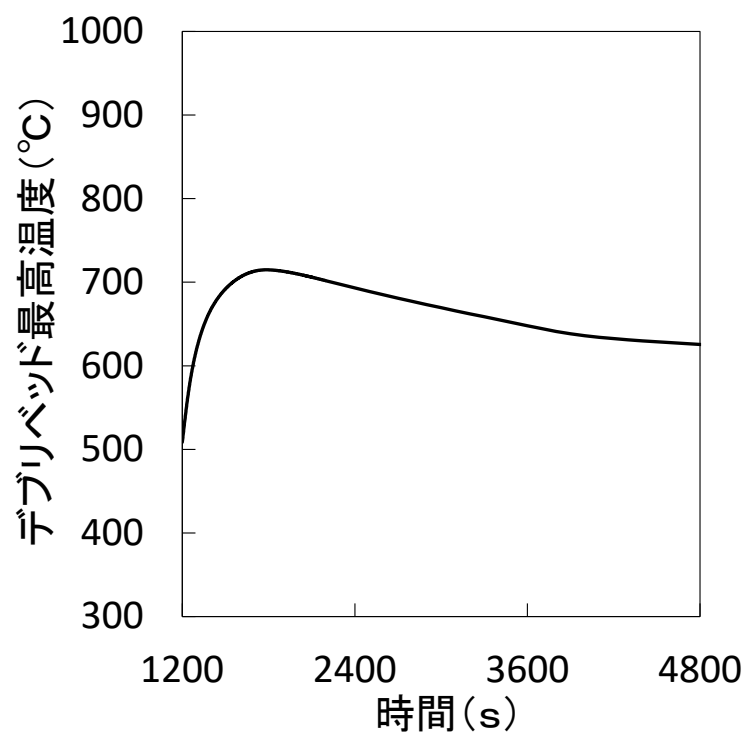
第 4.3.3.1.28 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



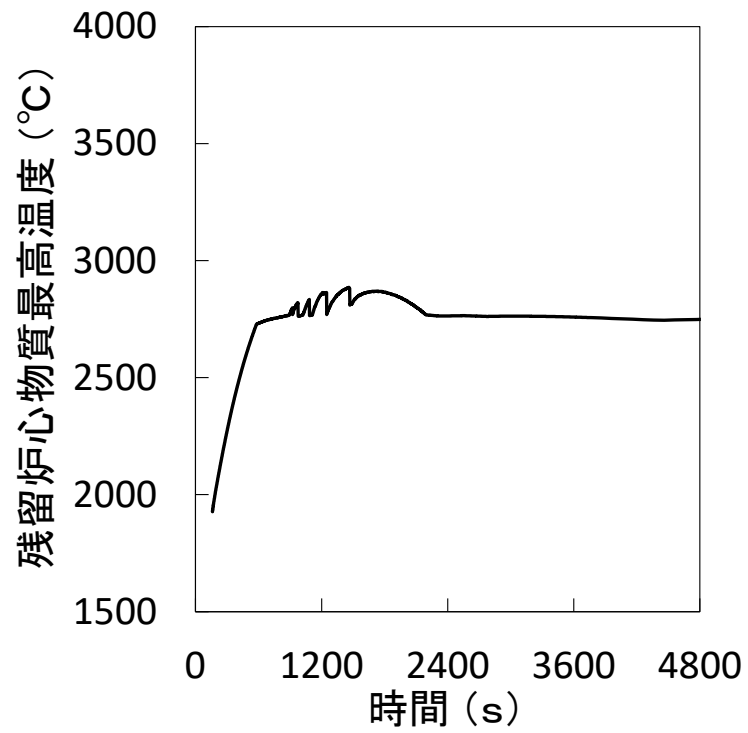
第 4.3.3.1.29 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



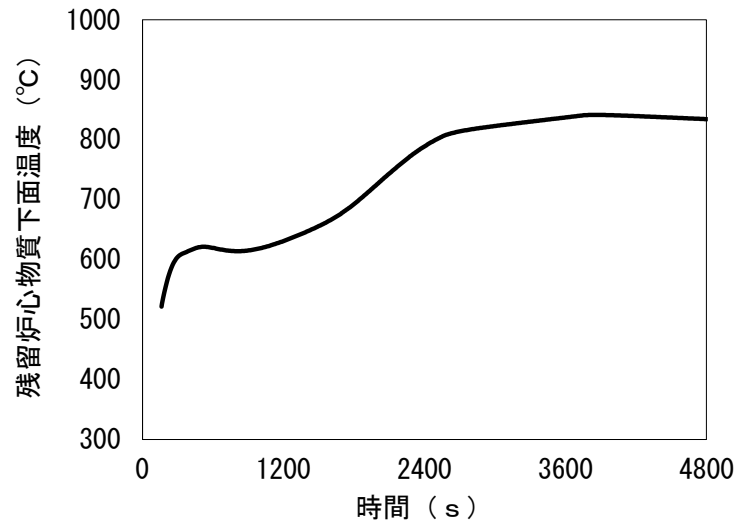
第 4.3.3.1.30 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



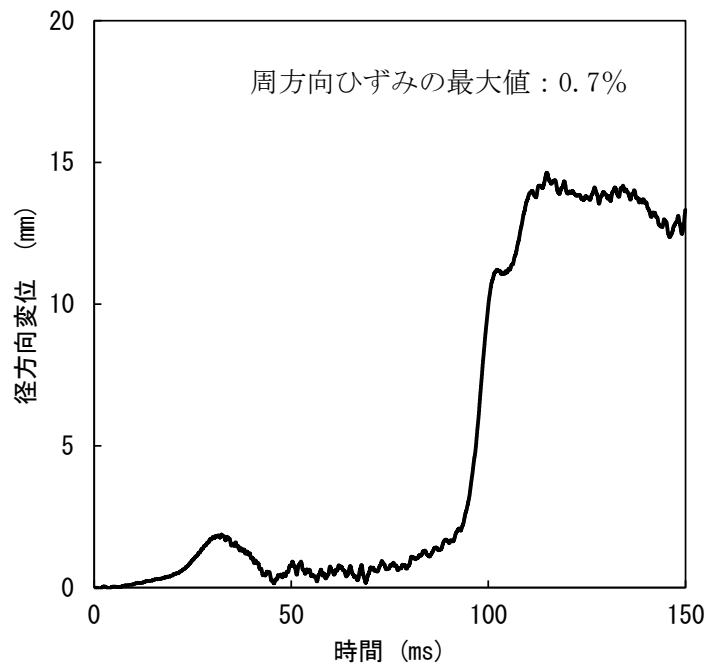
第 4. 3. 3. 1. 31 図 デブリベッド最高温度の履歴



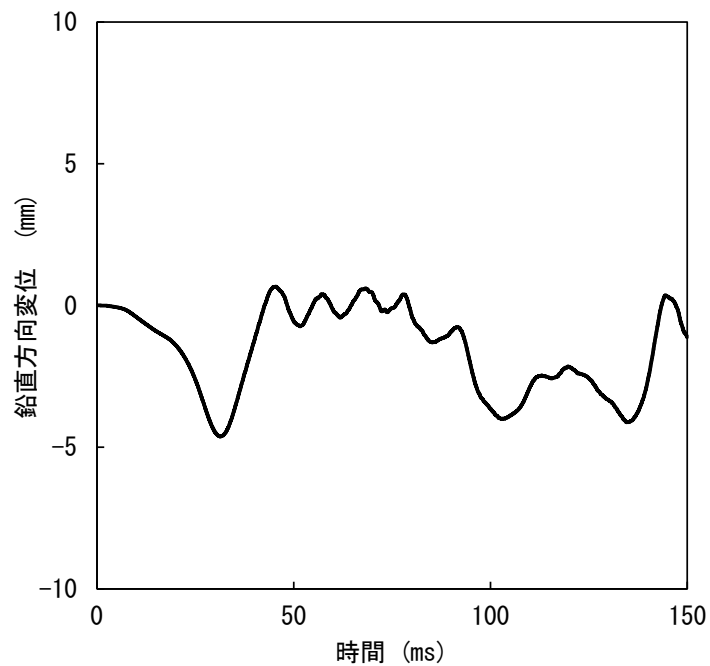
第 4. 3. 3. 1. 32 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 33 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

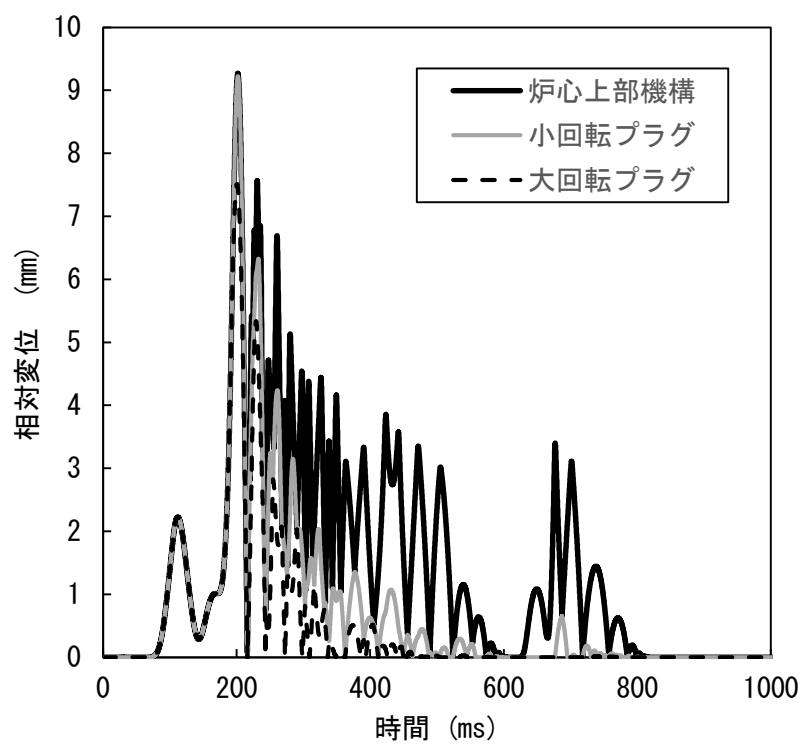


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

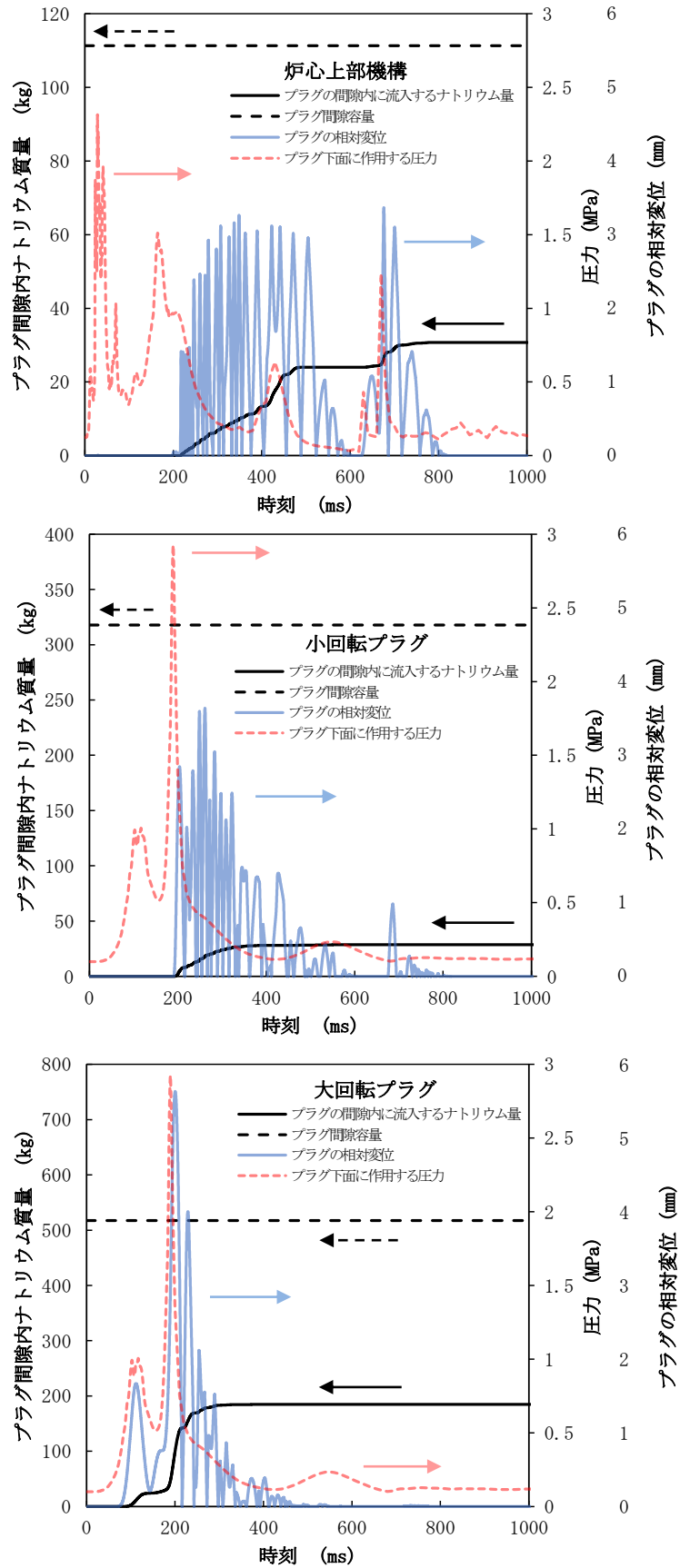


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

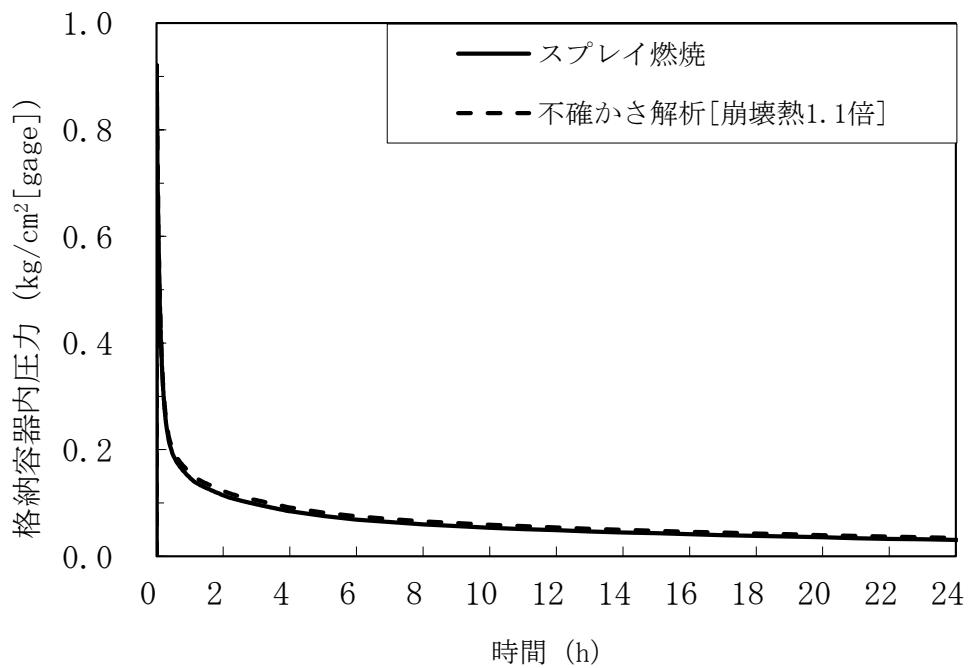
第 4.3.3.1. 34 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



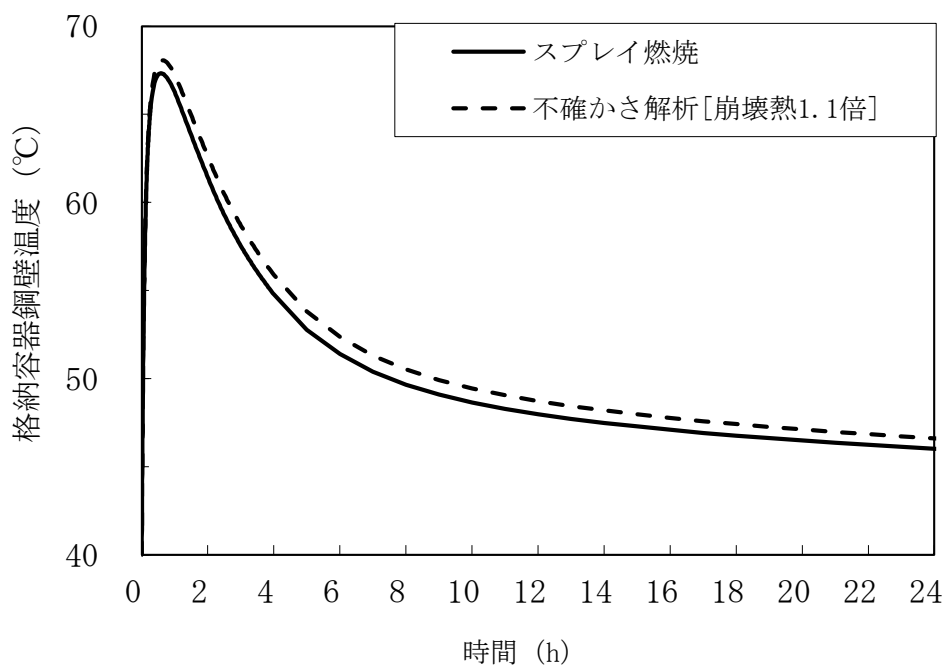
第 4.3.3.1.35 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



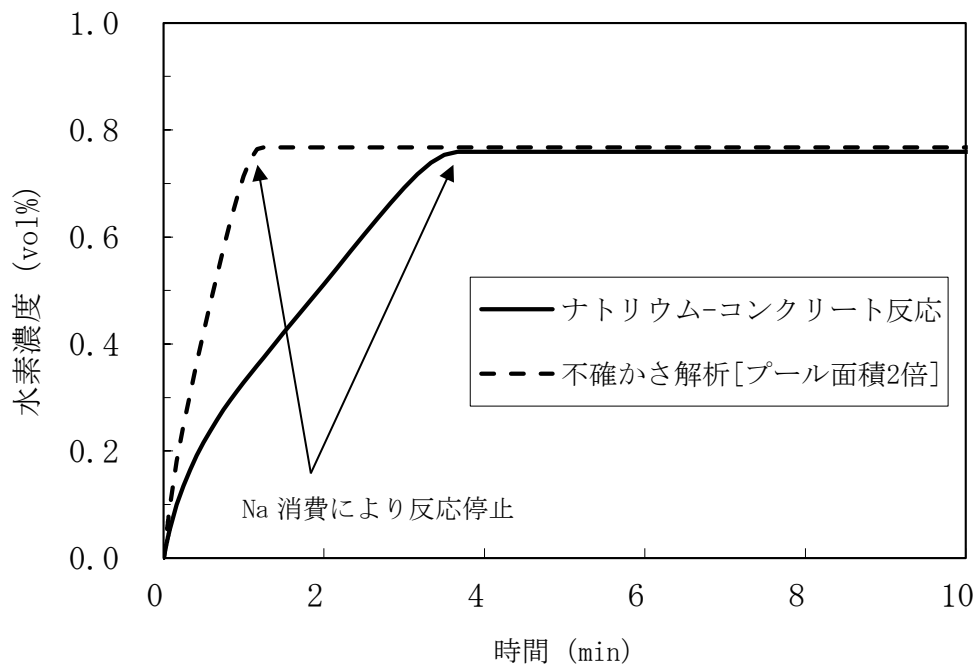
第 4.3.3.1.36 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)



第 4.3.3.1.37 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4.3.3.1.38 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)



第 4.3.3.1.39 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。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の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。本措置は、d.による格納容器破損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。
- 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。**手動による措置は、自動による格納容器破損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。**

(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 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。**また、炉心損傷防止に係る自主対策に必要な要員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名で確保可能である。**

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℃、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。

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

- 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/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%Δk/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4.3.3.3.2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℃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℃及び約 740℃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℃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 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℃、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。

- 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するが、冷却材による除熱能力の低下によって被覆管は昇温し、被覆管の機械的強度は燃料の溶融が始まる前に喪失する。他方、燃料内の径方向温度分布が平坦化しているため、被覆管の機械的強度が喪失した状態で燃料の溶融が生じると、短時間で燃料全体が崩壊（破損）すると考えられる。燃料の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である炉心平均燃料温度は、初期値の約 1,030℃からほとんど上昇せずに低下に転じ、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

ユ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4,210°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ティ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。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスティ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次主循環ポンプのボニーモータ運転と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 $^{\circ}$ C、約440 $^{\circ}$ 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℃、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℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 470℃並びに炉心周辺領域は約 500℃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熔融するとともに、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を無視して、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℃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℃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℃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℃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。

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 4,210°C及び 1,700°Cとする。

- 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

第 4.3.3.3.13 図に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を示す。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

第 4.3.3.3.14 図に回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果を示す。

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。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。

第 4.3.3.3.15 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量（積算値）を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 0kg、0kg 及び 32kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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。

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、燃料要素が損傷した集合体の数は基本ケースの 4 集合体から 7 集合体が増加しているが、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僅少である。また、燃料要素が損傷した集合体の数は、1) FP ガスの保持量の不確かさの影響を確認するケースでは基本ケースと変わらず 4 体、3) ドップラ反応度及び 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 5 体である。

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 4.3.3.3.16 図から第 4.3.3.3.18 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. 19 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、S U S 3 0 4 について 900℃**までの**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. 20 図及び第 4. 3. 3. 3. 21 図に示す。

伝熱計算モデルの解析より事象発生から約 580 秒後に燃料が再溶融し始め、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 5,130℃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 4.3.3.3.22 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 4.3.3.3.23 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。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 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が損なわれることはない。第 4.3.3.3.24 図に各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量(積算値)を、作用する圧力及び変位とともに示す。炉心上部機構、小回転プラグ及び大回転プラグの間隙内にそれぞれ 6kg、5kg 及び 79kg のナトリウムが流入するが、流入量は同間隙の保持可能なナトリウム量を下回り、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。

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。

第4.3.3.3.1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「1次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次冷却材流量低」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「1次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「1次冷却材流量低」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「1次冷却材流量低」
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「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代替原子炉トリップ信号「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代替原子炉トリップ信号「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)
1次主冷却系流量増大	・原子炉手動停止にも失敗している場合は、1次主冷却系の流量を増大させる。	①1次冷却材流量コントローラ ②ポニーモータ抵抗タップ	—	①1次主冷却系冷却材流量計 ②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 4.3.3.3.2 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	・ 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。	① 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1 次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2 次主冷却系冷却材流量計
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	・ 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。	① 1 次アルゴンガス系 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。）	—	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	・ 「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。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	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」

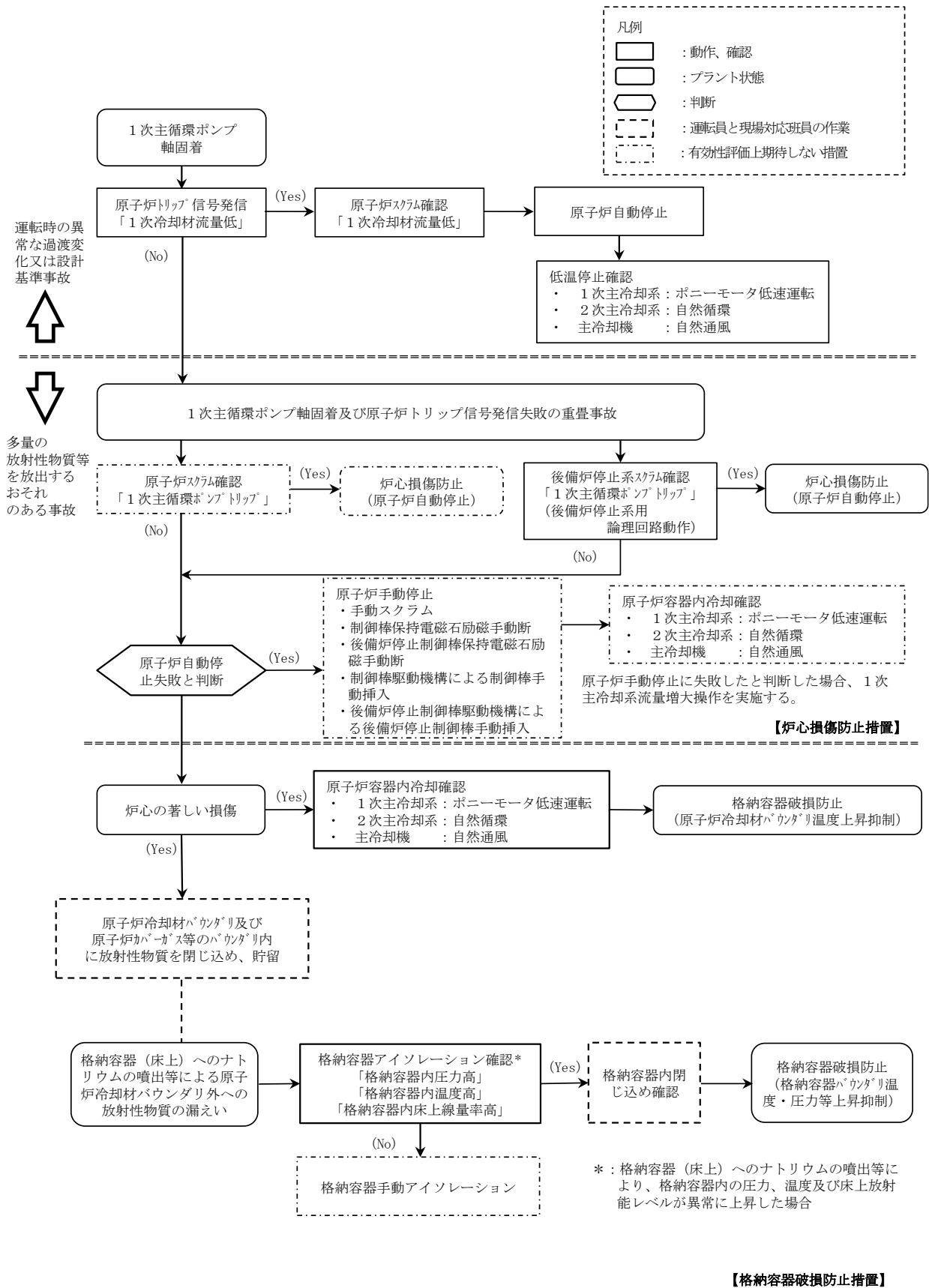
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

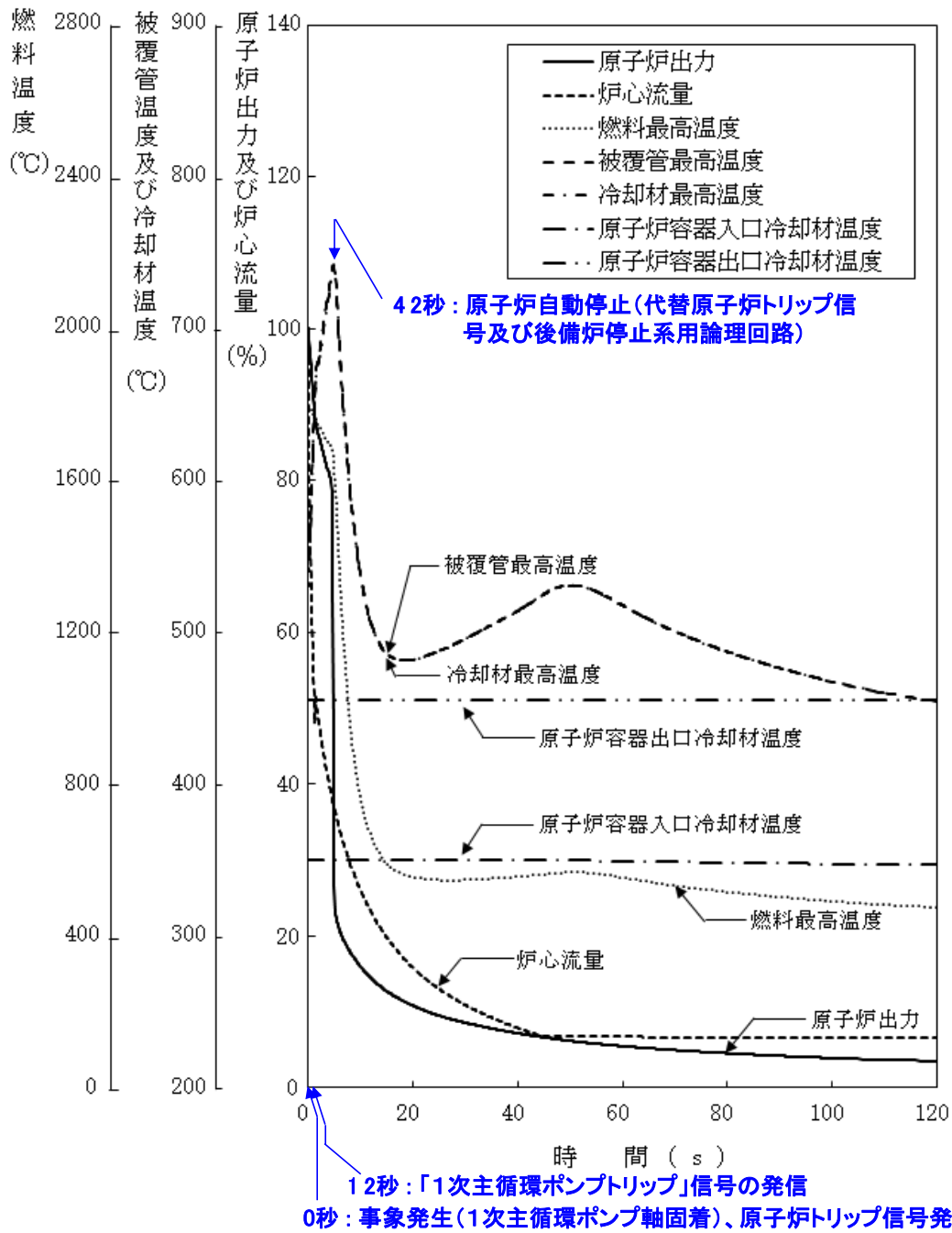
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生の判断(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																	・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																	・「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)を確認する。 ・「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)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																	・原子炉スクラム、後備炉停止系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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内実施する。
自主対策	運転員A	1 ・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内実施する。
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大																	・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。 ・上記の操作は、中央制御室又は現場のポニーモータ抵抗器盤で2名により10分以内実施する。

第 4.3.3.3.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

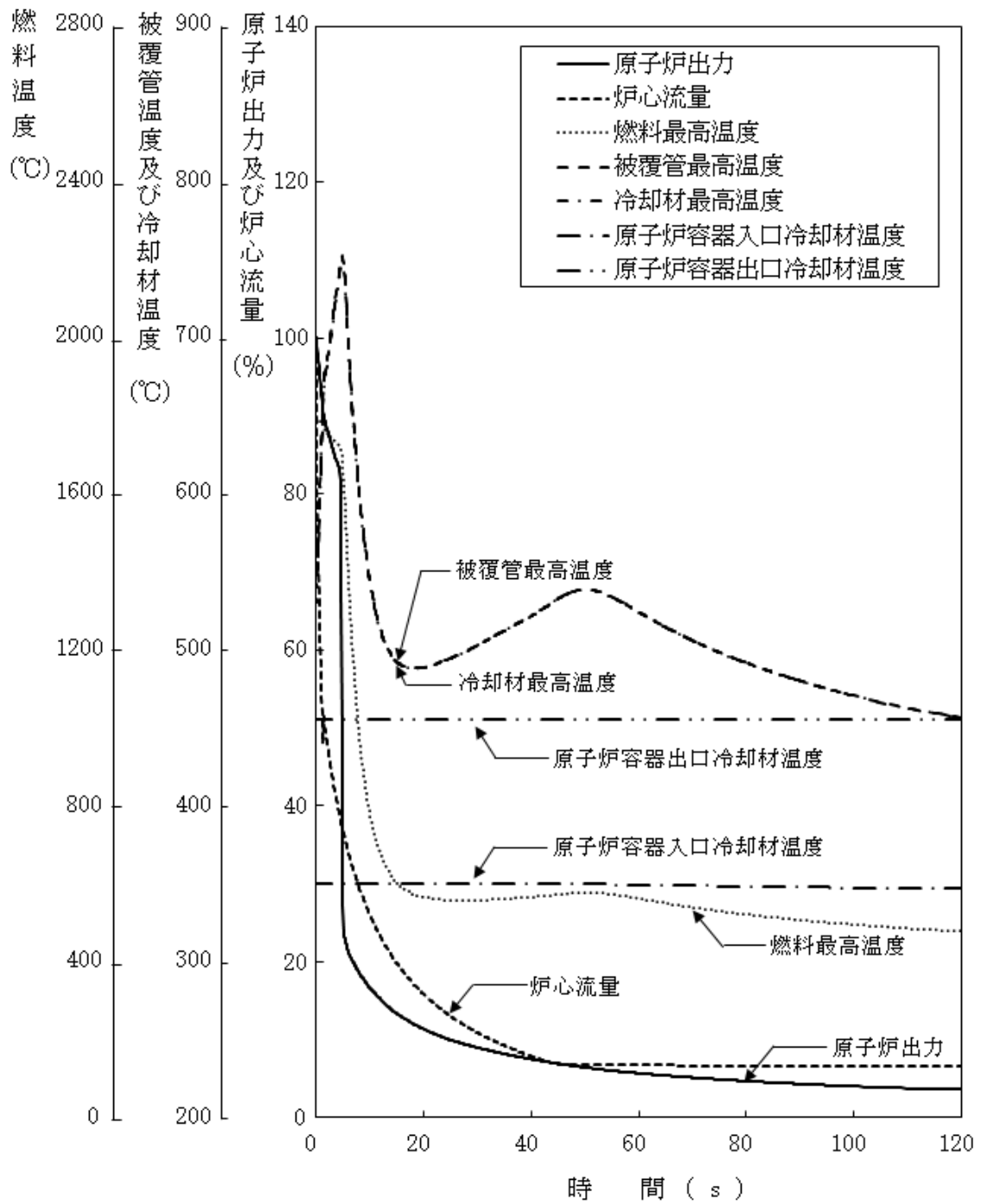
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断															・原子炉スクラム、後備炉停止系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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。	
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認															・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。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。	
自主対策	運転員D	1 ・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															・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バウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内に実施する。	
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション															・「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。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が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。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。	



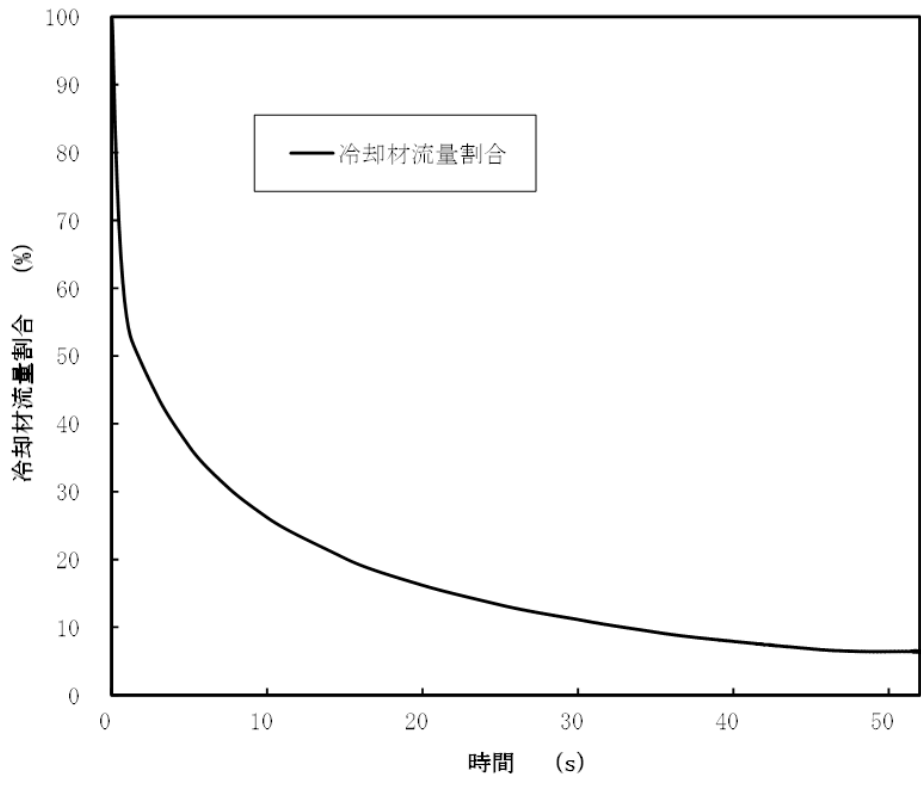
第 4.3.3.3.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



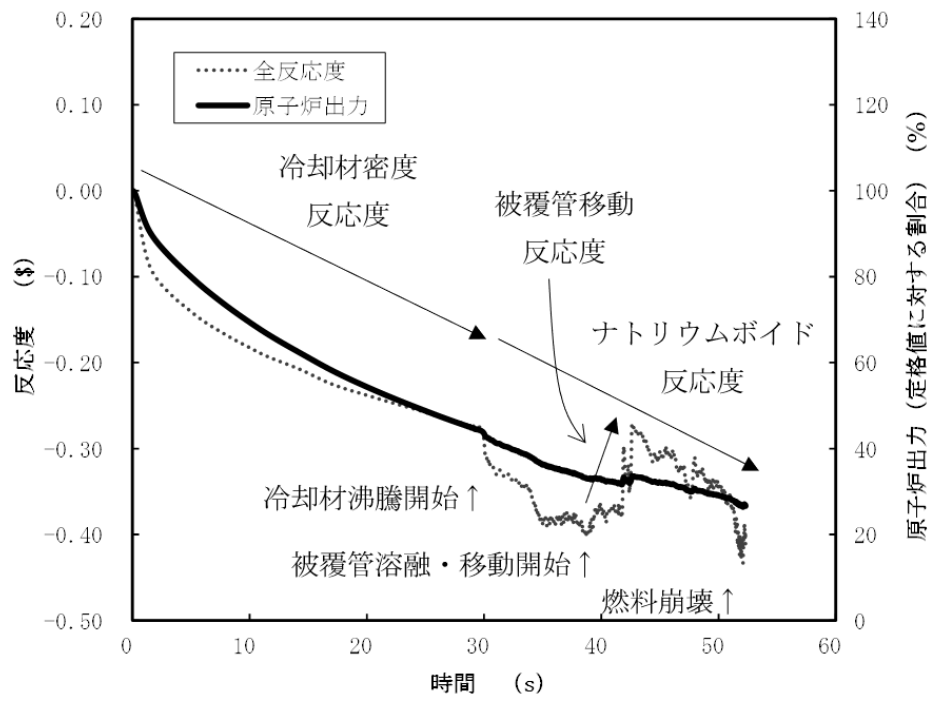
第 4.3.3.3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



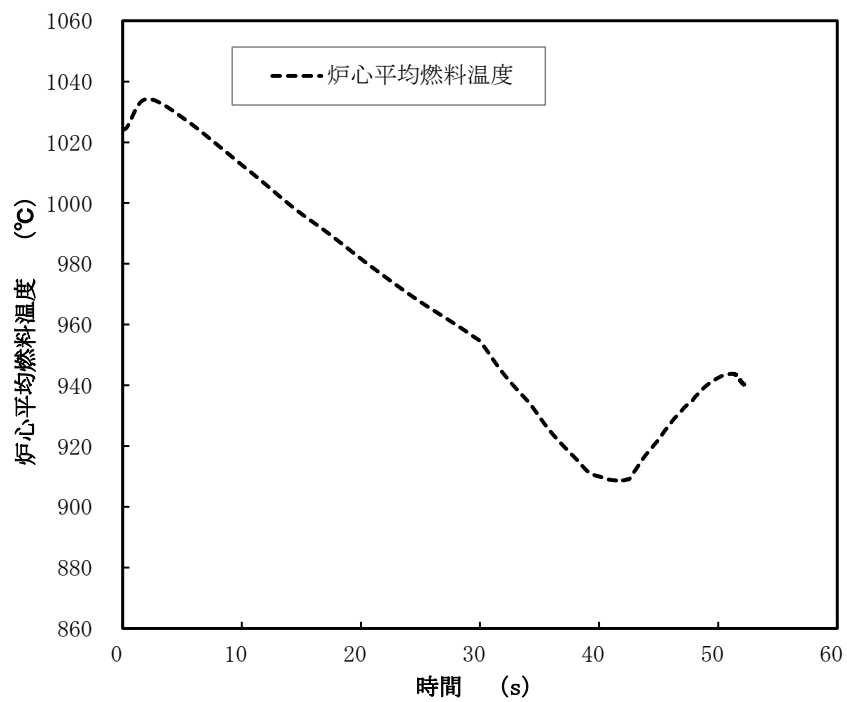
第 4.3.3.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)



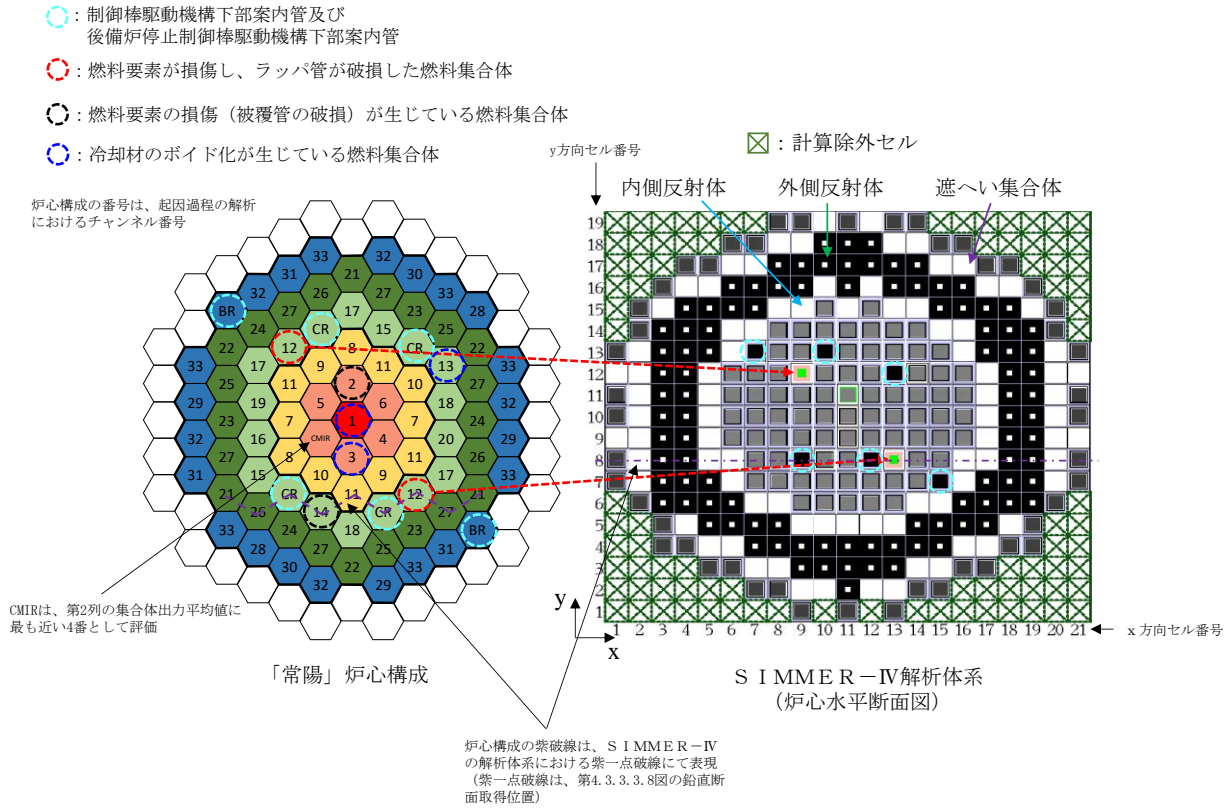
第 4.3.3.3.4 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



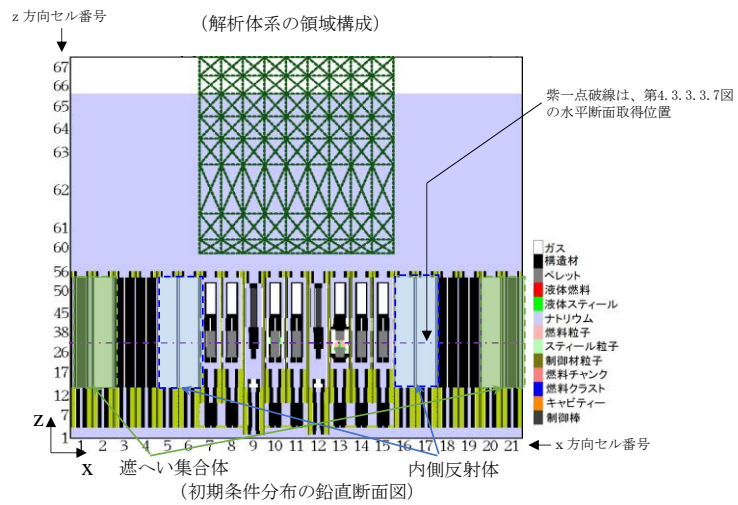
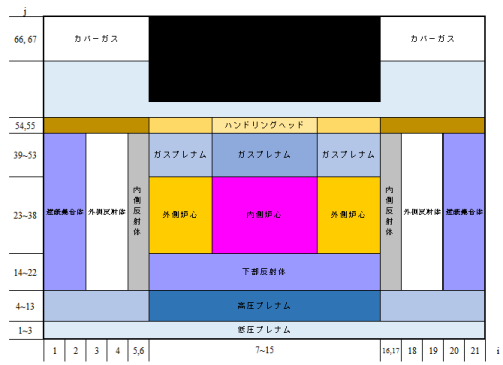
第 4.3.3.3.5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



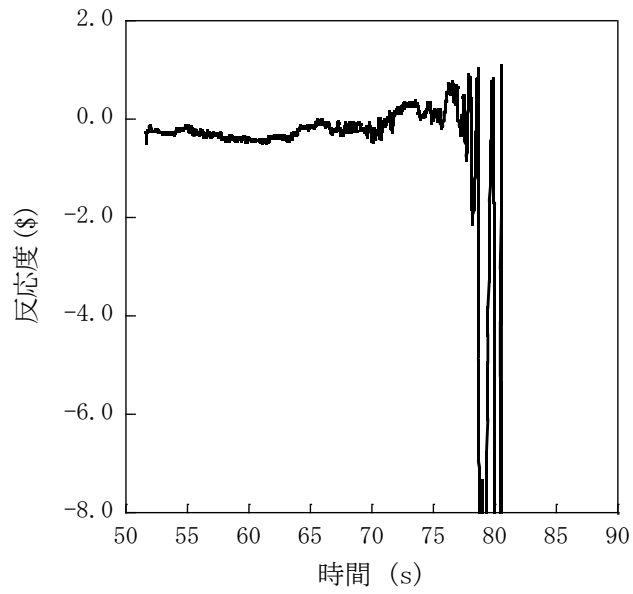
第 4.3.3.3.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



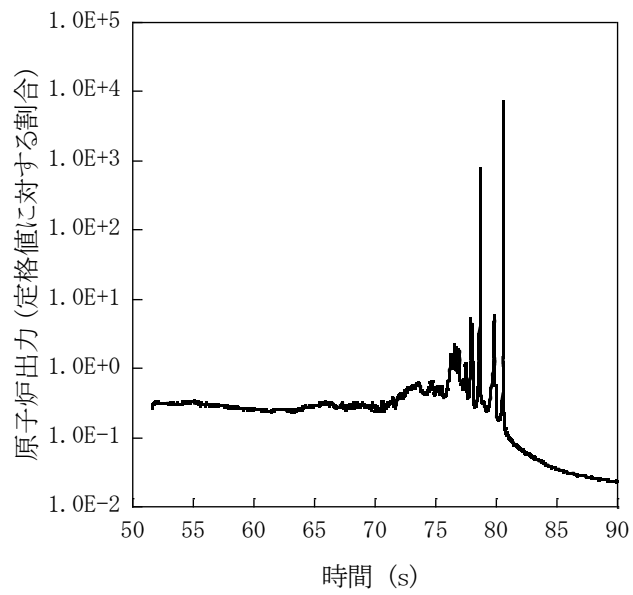
第 4. 3. 3. 3. 7 図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



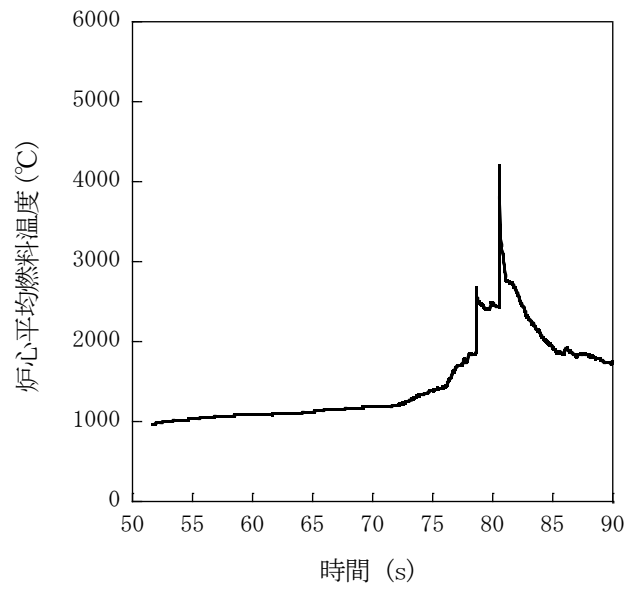
第 4.3.3.3.8 図 S I M M E R - I V における初期物質分布



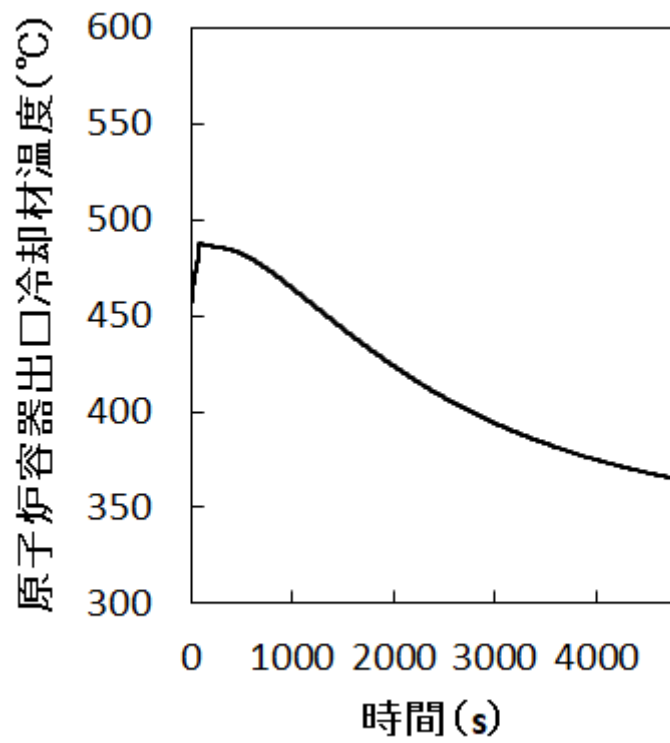
第 4.3.3.3.9 図 遷移過程における反応度履歴



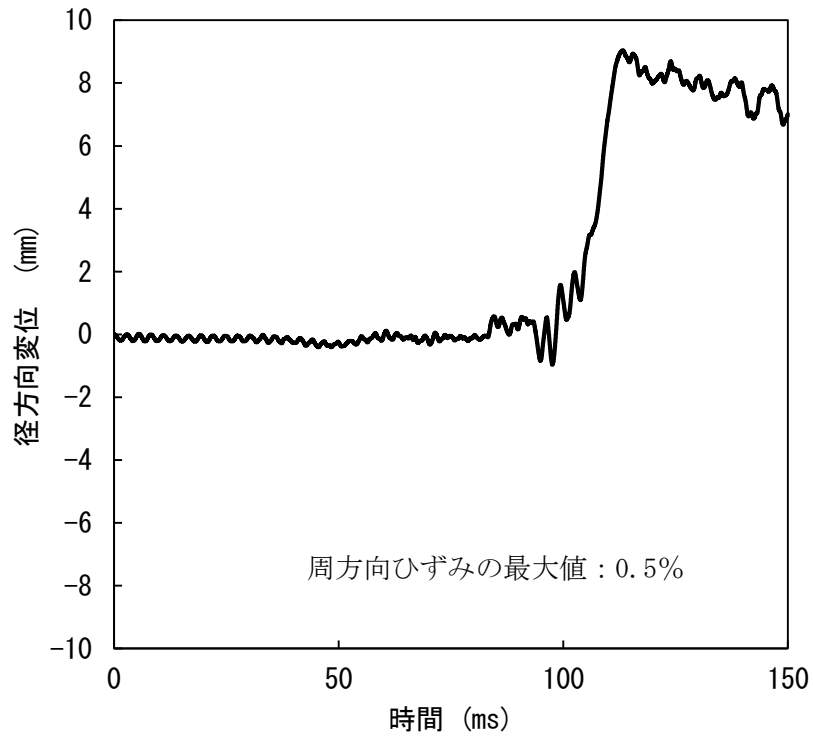
第 4.3.3.3.10 図 遷移過程における出力履歴



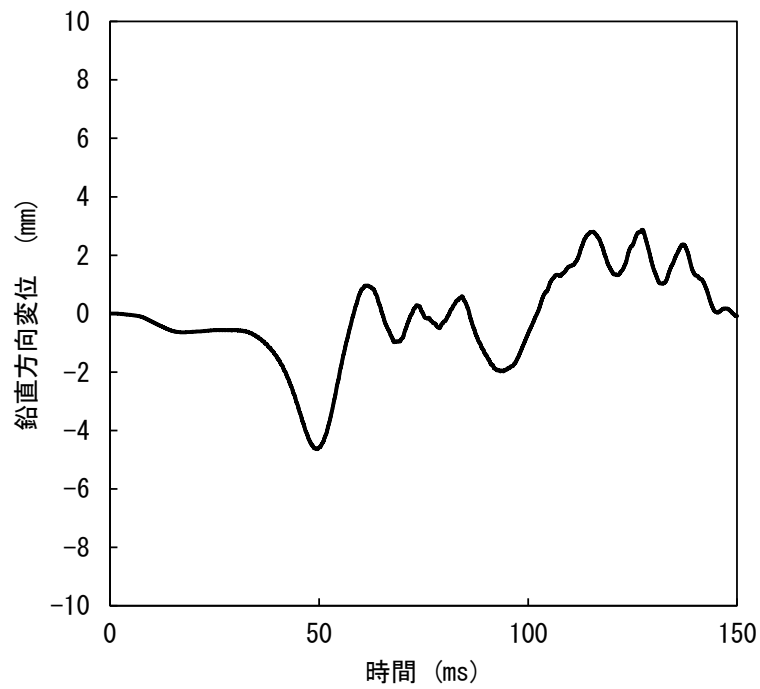
第 4. 3. 3. 3. 11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 4. 3. 3. 3. 12 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴

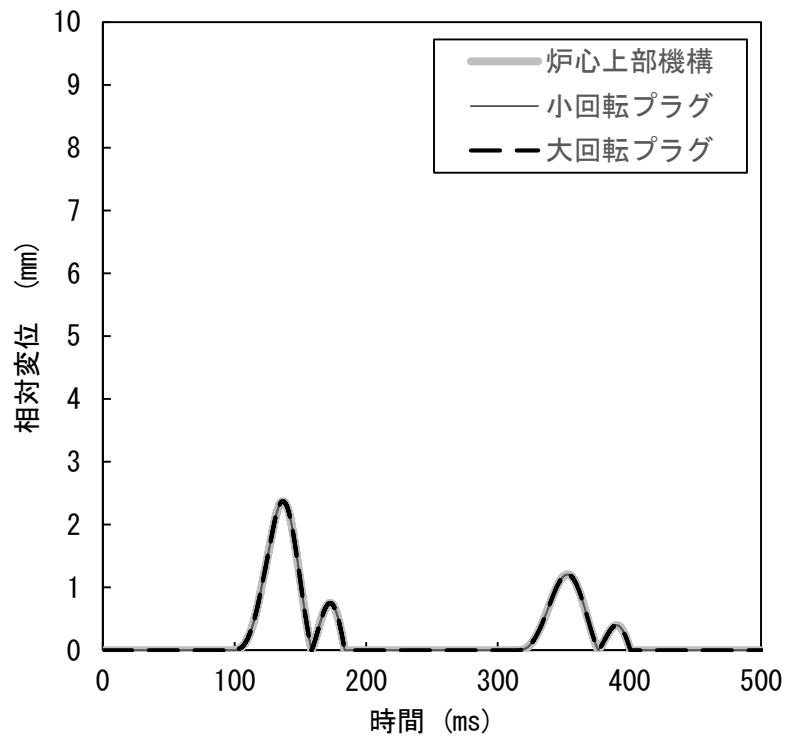


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

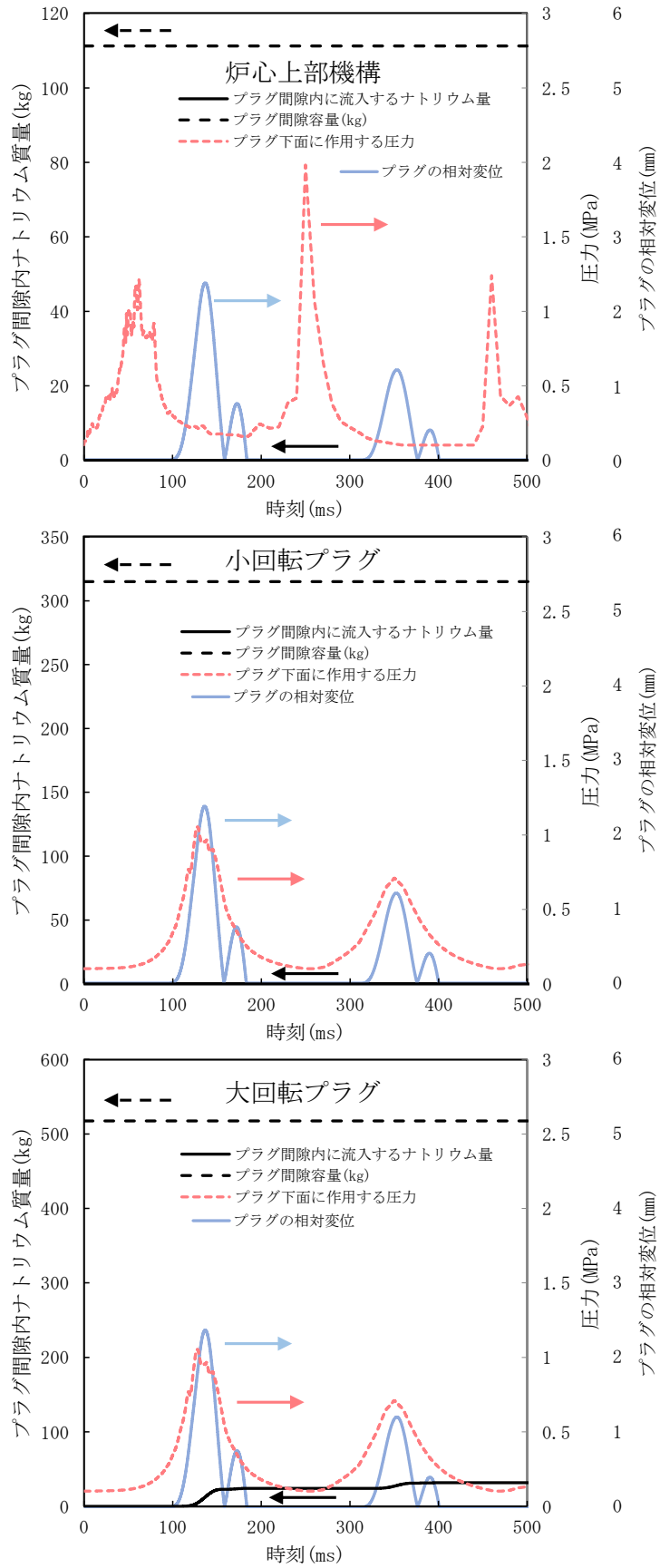


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

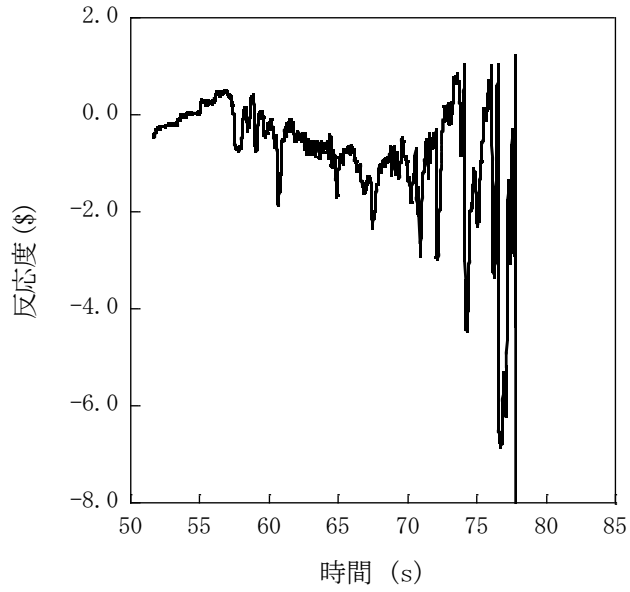
第 4.3.3.3.13 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



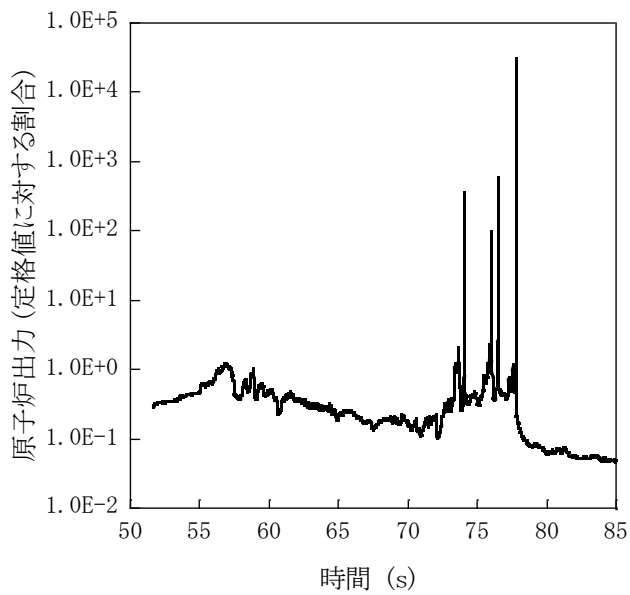
第 4. 3. 3. 14 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



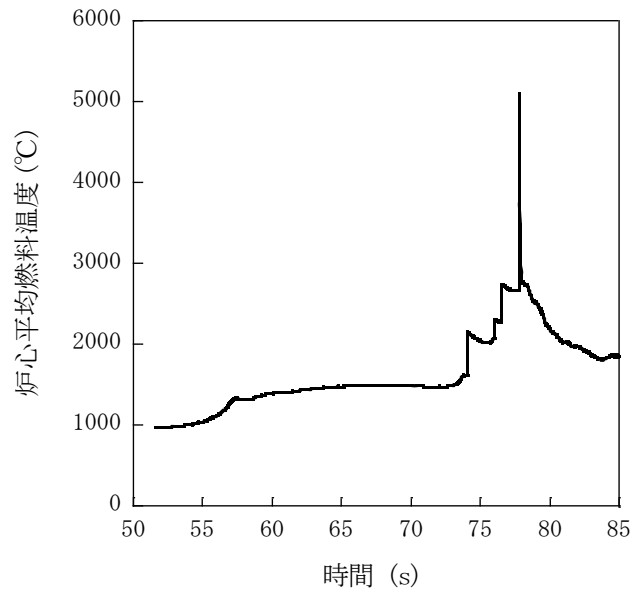
第 4.3.3.3.15 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)



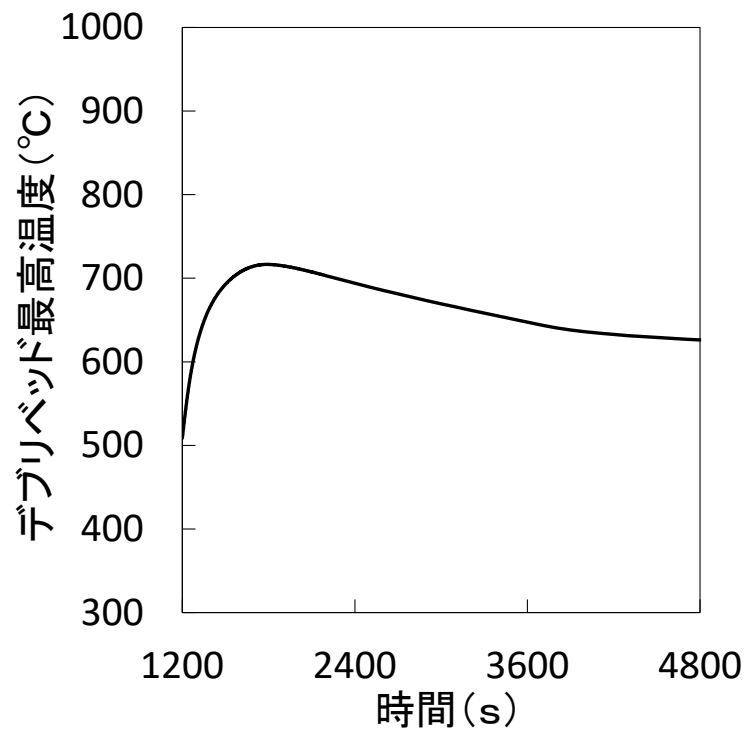
第 4.3.3.3. 16 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



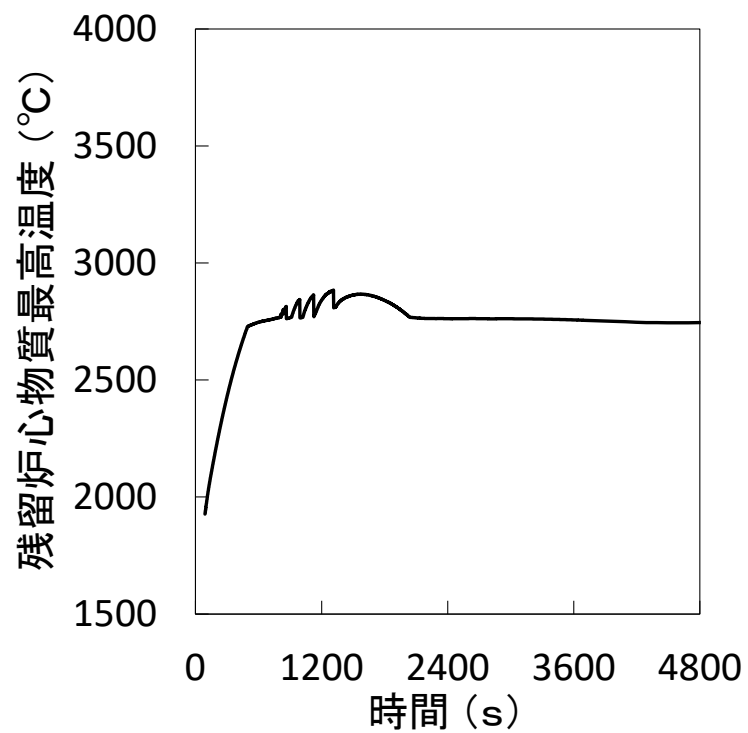
第 4.3.3.3. 17 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



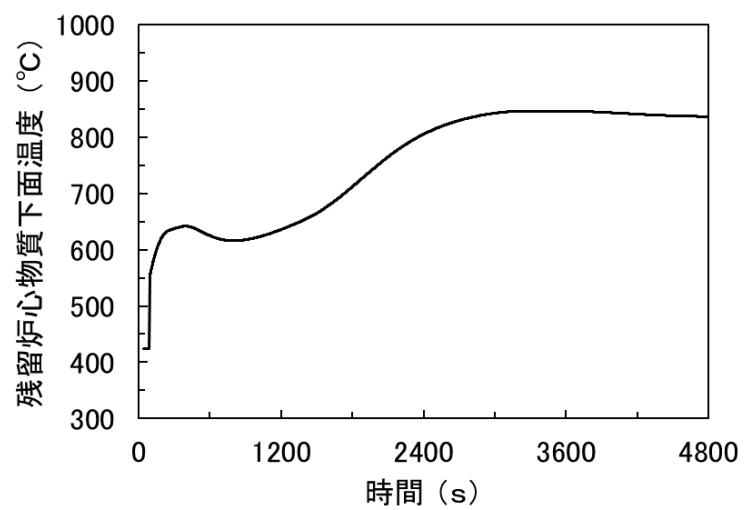
第 4.3.3.3. 18 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



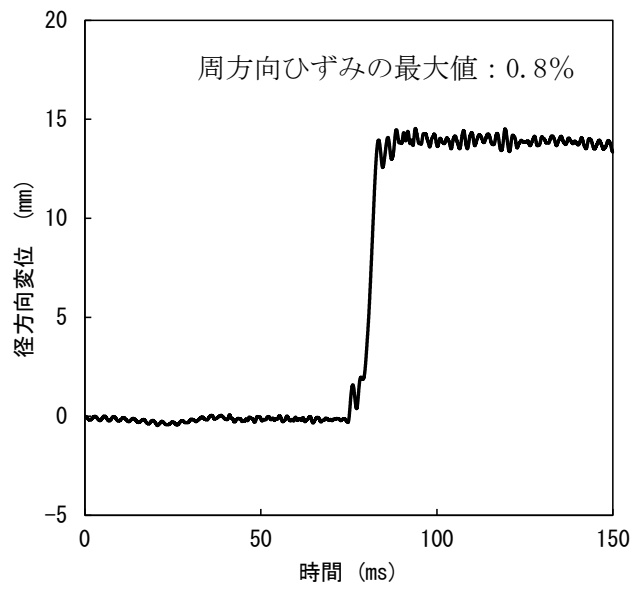
第 4. 3. 3. 3. 19 図 デブリベッド最高温度の履歴



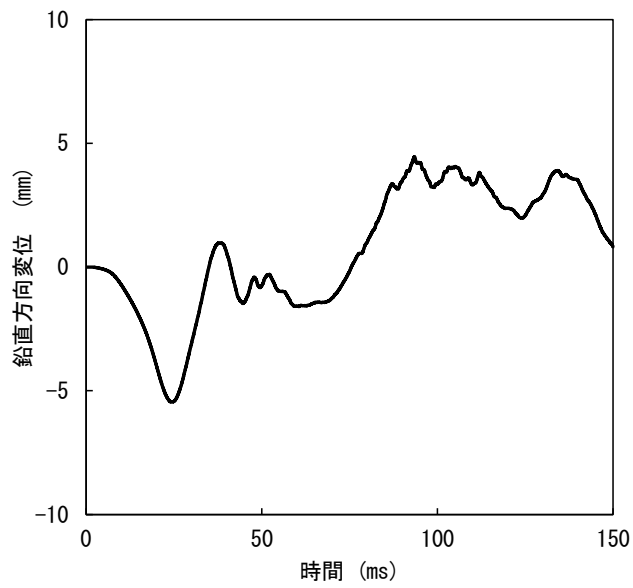
第 4. 3. 3. 3. 20 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 3. 21 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

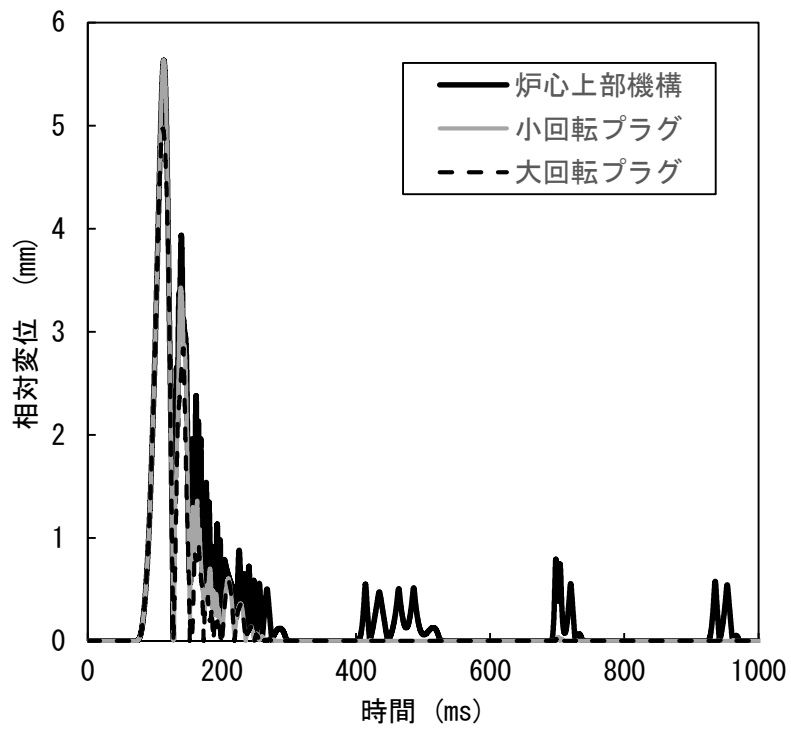


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

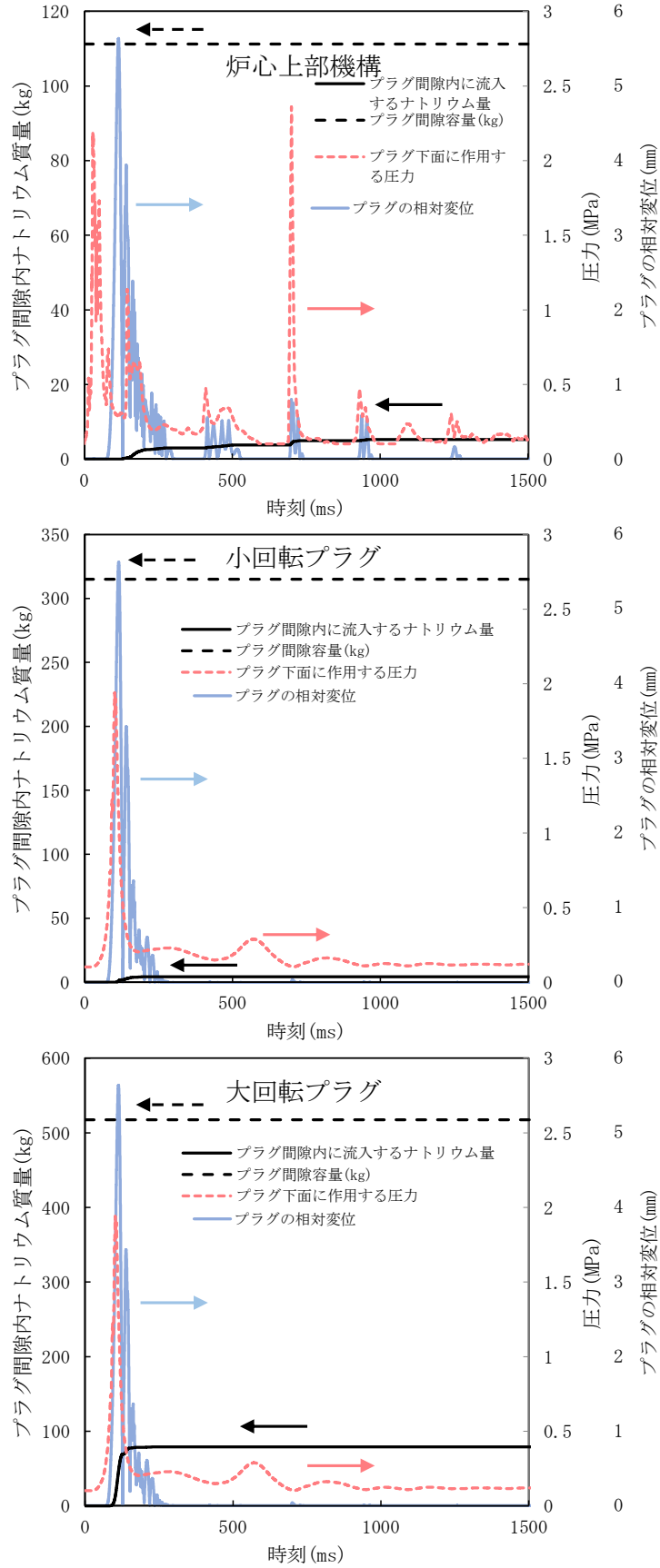


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

第 4.3.3.3.22 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 4.3.3.3. 23 図 回転プラグの動的応答の解析結果



第 4.3.3.3.24 図 各回転プラグの間隙内に流入するナトリウム量 (積算値)

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。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。本措置は、d. による格納容器破損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。
- 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。**手動による措置は、自動による格納容器破損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。**

(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、**運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $3.0 \text{ } \phi / \text{s}$ 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) **後備炉停止系用論理回路が動作するまでは、1 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプの運転を継続し、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系は定格流量を維持するものとする (本評価事故シーケンスの有効性評価において、以下同じ)。**
- 8) 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°C 、応答時間は 3.4 秒とする。
- 9) 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。
- 10) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 11) 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°C 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¢/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。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ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℃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℃、約 20℃及び約 20℃高く、約 2,130℃、約 590℃及び約 580℃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℃高く約 480℃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パ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℃、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) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が、**運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、最大速度 (13cm/min) 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¢ / s とする。その後、制**

御棒位置が駆動ストロークの上端に至る 115 秒で 0 となるように、制御棒ストローク曲線を考慮し、徐々に減少するものとする。反応度添加率を第 4.3.3.4.4 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ップラ反応度は、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、SAS 4 A 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 1,030°C から最大値の約 1,770°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 SIMMER-IV により解析する。

a. 解析条件

SIMMER-IV 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。SIMMER-IV 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、SAS 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、流体力学メシ

ユ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、運転サイクル初期の定格出力時の制御棒位置から、最大速度(13cm/min)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 $3.0\phi/s$ とする。その後、制御棒位置が駆動ストロークの上端に至る115秒で0となるように、制御棒ストローク曲線を考慮し、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ことによる反応度増加のため原子炉出力は崩壊熱レベルまで低下することはない。炉心の損傷領域の拡大は続くが、過大な出力ピークが生じることはなく、また、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。損傷領域の拡大とともに、炉心下部に堆積する燃料の量が増加して事象開始から約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℃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

暈事故」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℃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¢/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。最大出力、反応度変化及び損傷集合体数は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約 260%、最大約 0.2\$, 2 体に対して、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 270%、最大約 0.3\$, 2 体と大きな差はなく反応度変化は、「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ない。また、最大反応度と最大出力も基本ケース以下であるが、これは燃料破損が基本ケースより早まるため、燃料破損後の燃料分散による負の反応度挿入が早くなるためである。以上から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、燃料破損が遅れることで最大反応度は基本ケースからわずかに増加し、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 倍となり、最大反応度は基本ケースからわずかに増加するが、損傷集合体数は基本ケースの 2 体に対して 1 体であり、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ほとんど影響を与えることはない。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僅少であり、燃料損傷集合体数は基本ケースと同じ 2 体である。

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「(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、熔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、SIMMER-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 4,320°C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 4,320°C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。

第4.3.3.4.1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「中性子束高（出力領域）」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「中性子束高（出力領域）」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「中性子束高（出力領域）」 ③核計装（線形出力系）
事故発生の判断	・「中性子束高（出力領域）」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「中性子束高（出力領域）」 ③制御棒連続引抜き阻止インターロック
代替原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「原子炉出口冷却材温度高」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代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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	・「原子炉出口冷却材温度高」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代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 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 4.3.3.4.2 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（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）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計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計
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」

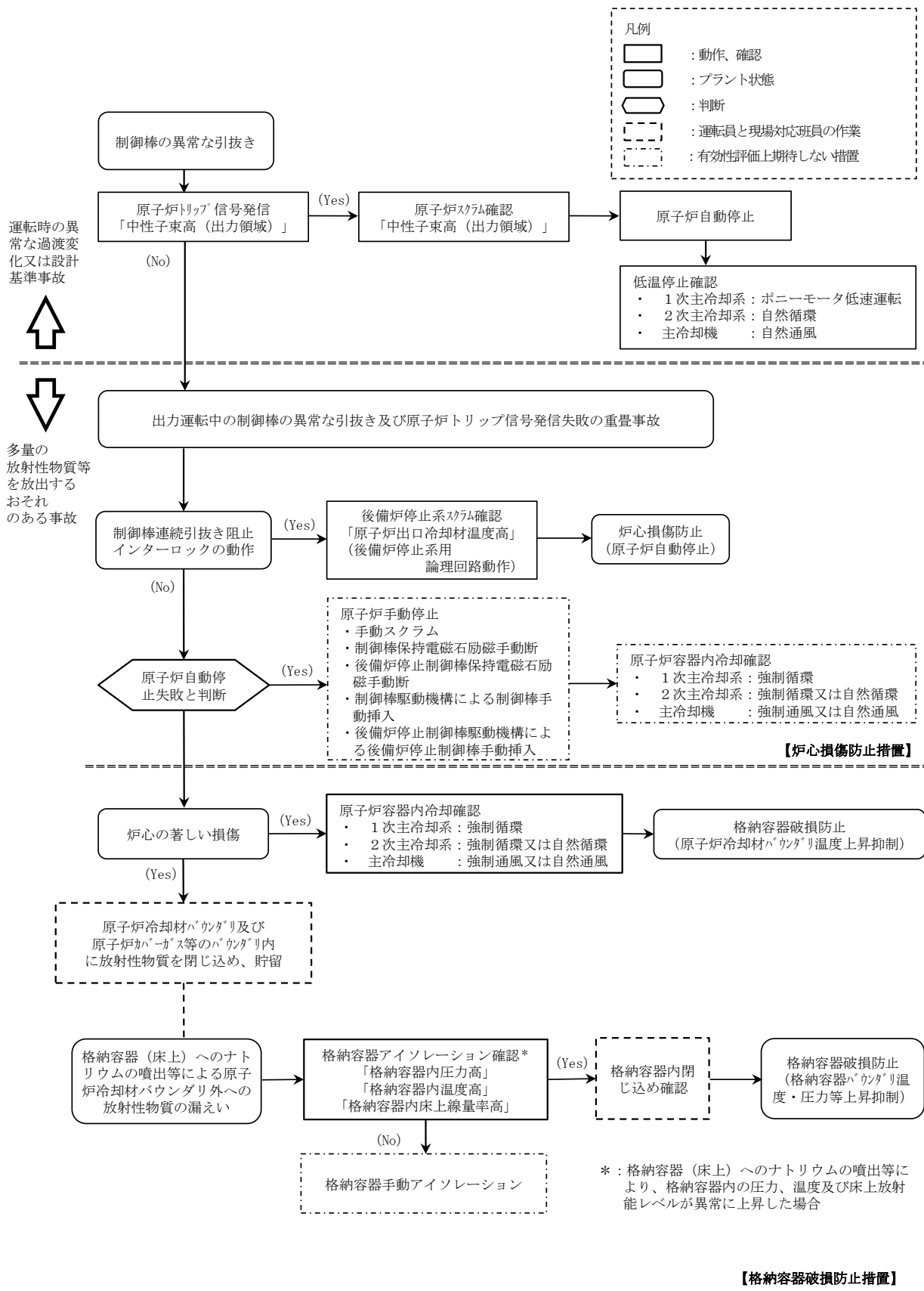
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.4.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

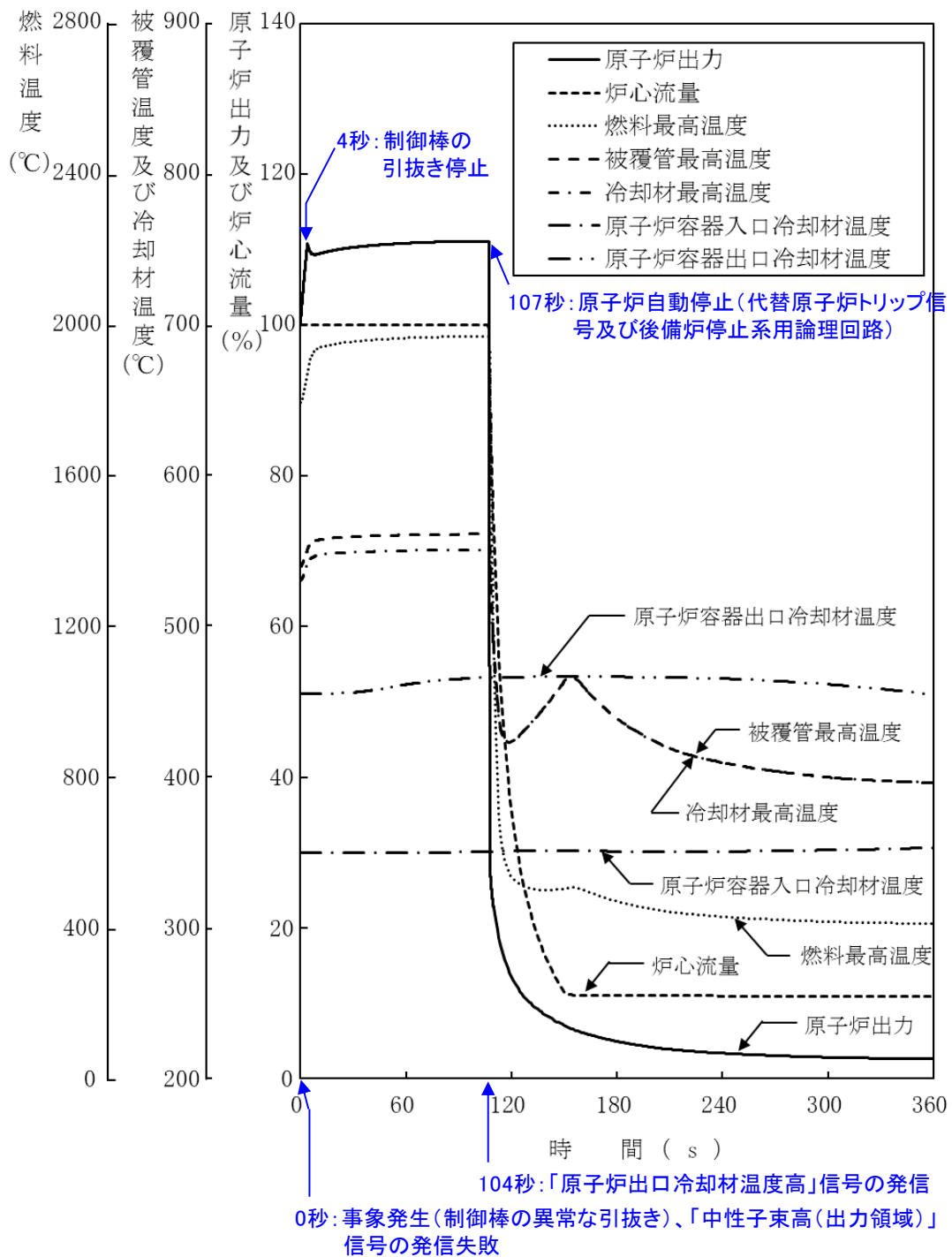
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(「中性子東高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断												
	当直長	・運転操作指揮													
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断													・「中性子東高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくとも、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。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。												・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」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)を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断													・原子炉スクラム、後備炉停止系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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
自主対策	運転員A	1 ・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。 ・上記の対策は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。

第 4.3.3.4.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

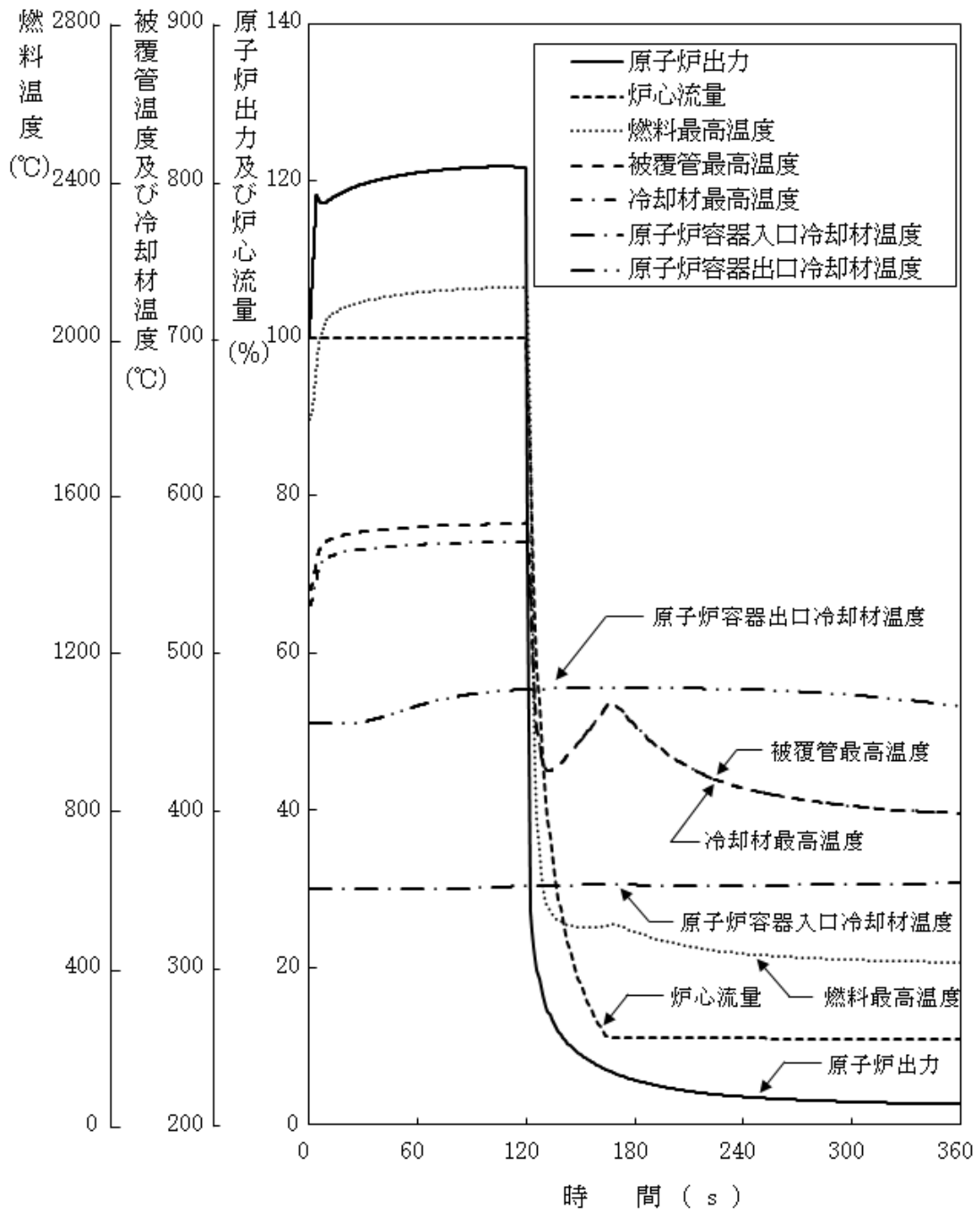
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) ▽事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系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。 ・上記の判断は、中央制御室で1名により5分以内を実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認																・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内を実施し、その後、監視を継続する。
自主対策	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバークラス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留																・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、原子炉カバークラス等のバウンダリを隔離する。 ・上記の操作は、必要な際に、中央制御室で1名により10分以内を実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション																・「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。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が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。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要な際に、中央制御室で2名により5分以内を実施し、その後、監視を継続する。



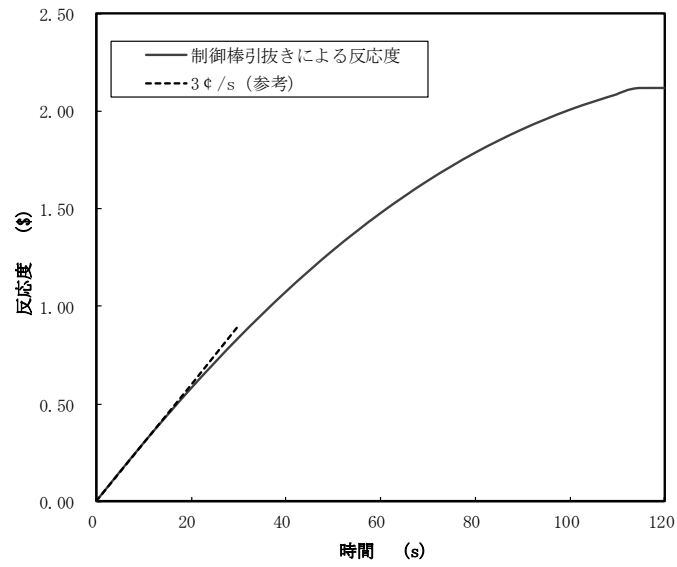
第 4. 3. 3. 4. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順



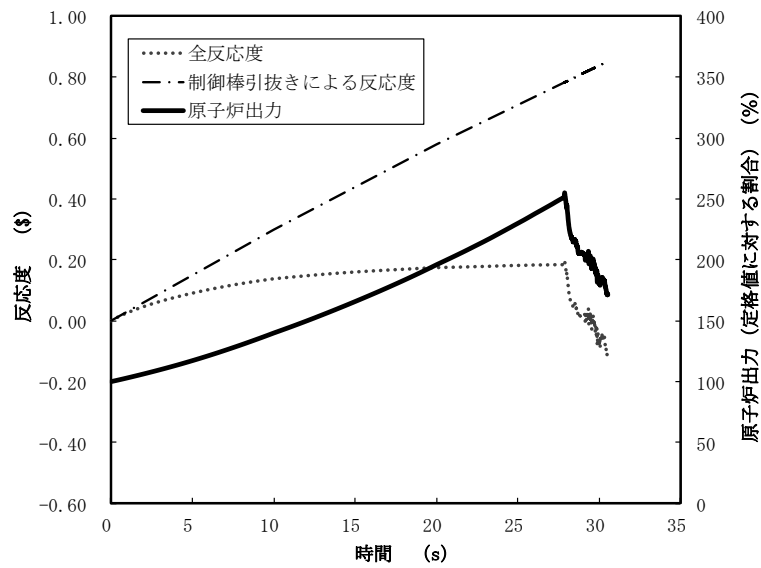
第 4.3.3.4.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 制御棒連続引抜き阻止インターロック
 及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



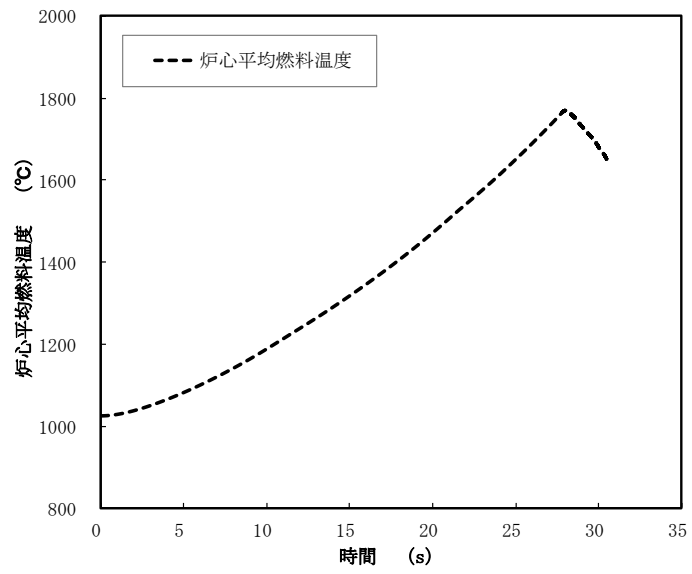
第 4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 4. 4 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度

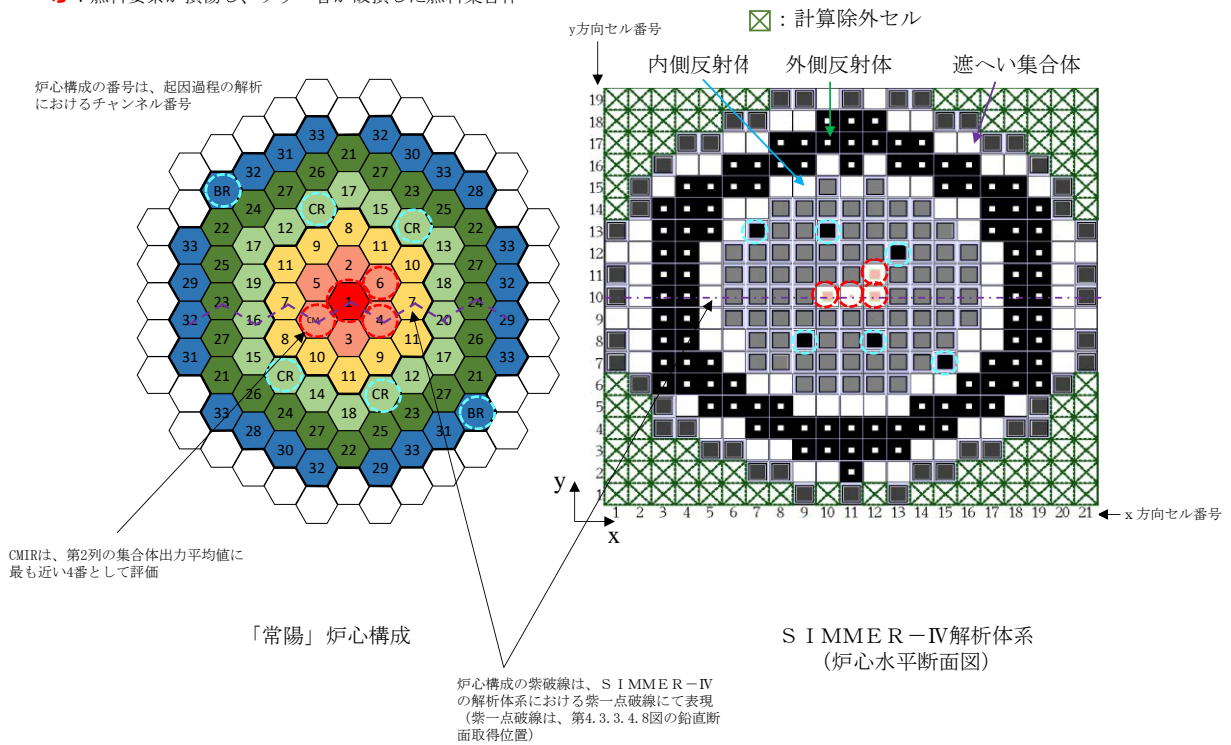


第 4. 3. 3. 4. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴

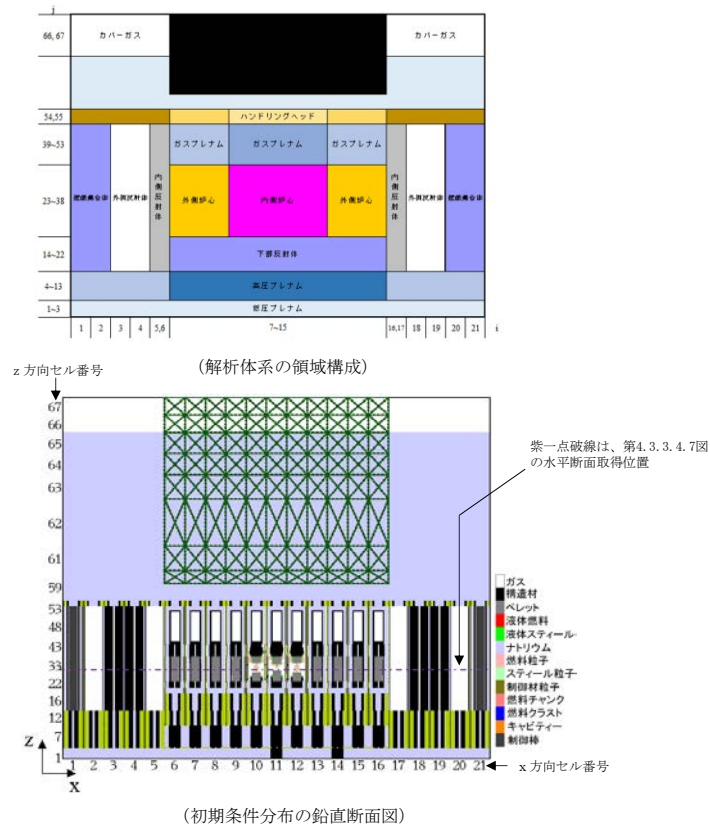


第 4.3.3.4.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度

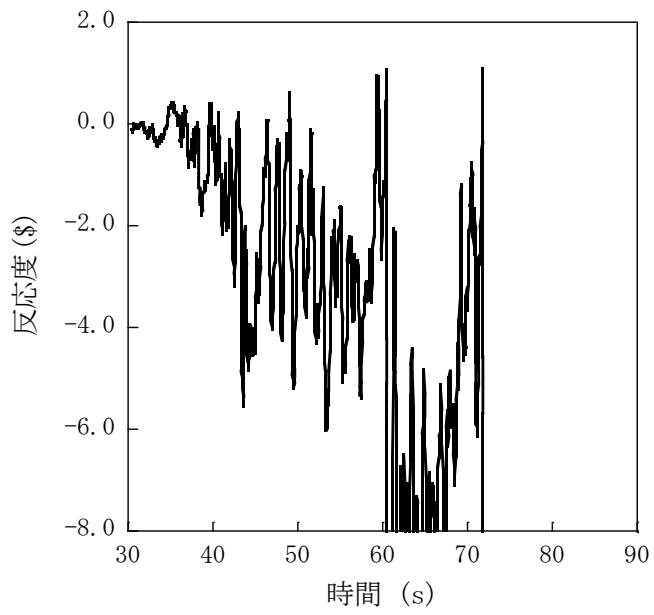
- : 制御棒駆動機構下部案内管及び
後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管
- : 燃料要素が損傷し、ラッパ管が破損した燃料集合体



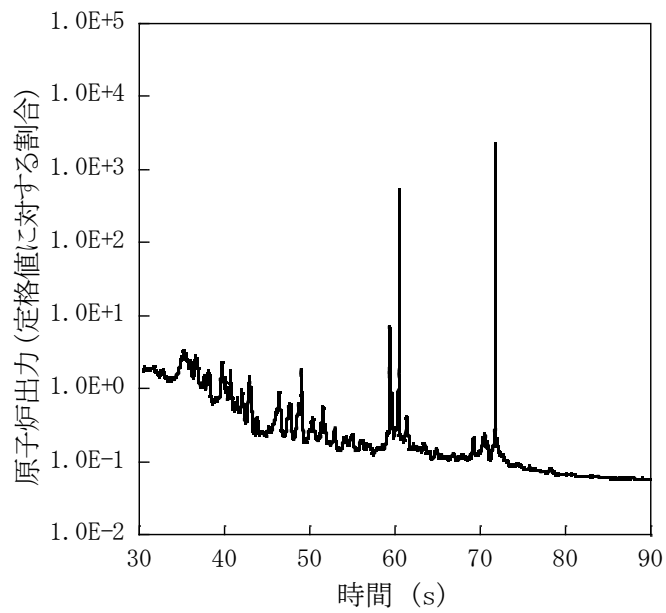
第 4.3.3.4.7 図 S I M M E R - I V における解析体系 (遷移過程の解析)



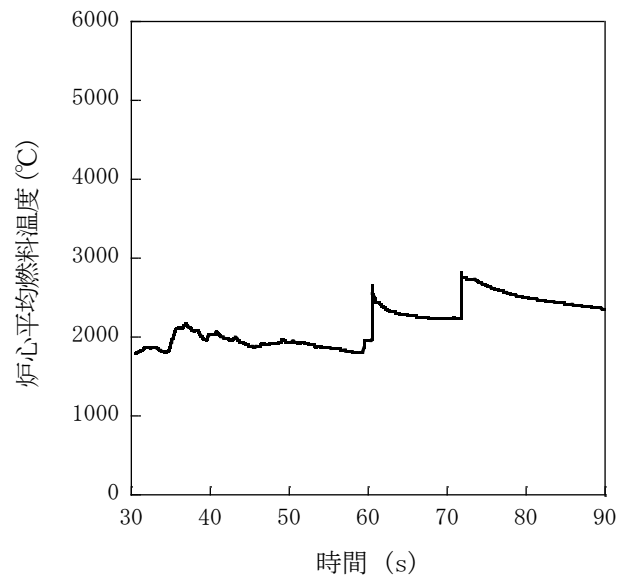
第 4.3.3.4.8 図 SIMMER-IVにおける初期物質分布



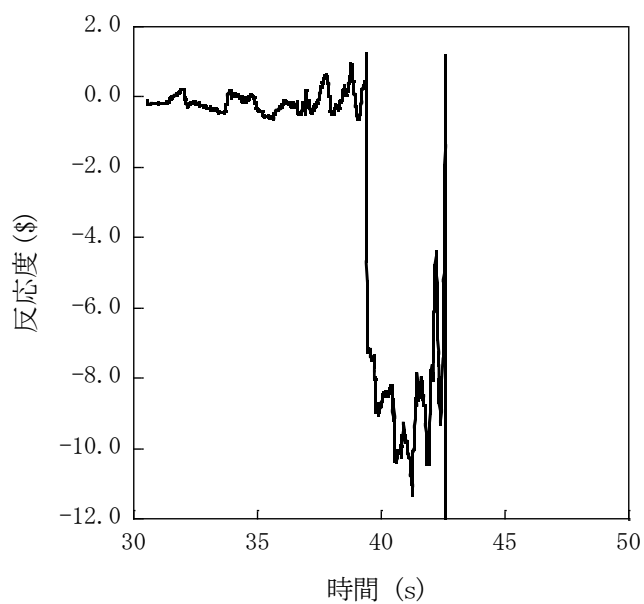
第 4. 3. 3. 4. 9 図 遷移過程における反応度履歴



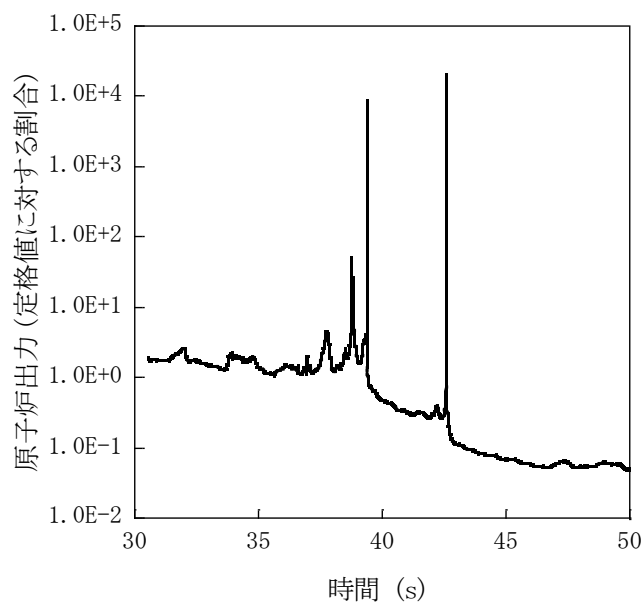
第 4. 3. 3. 4. 10 図 遷移過程における出力履歴



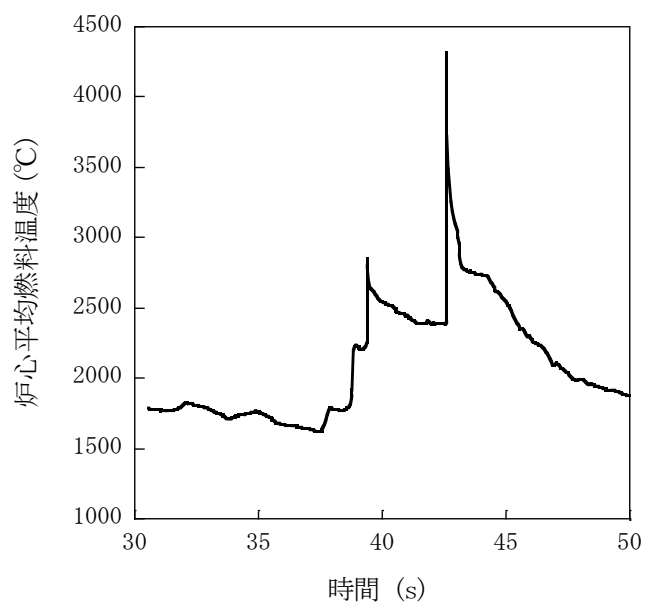
第 4.3.3.4.11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 4.3.3.4.12 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 4.3.3.4.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



第 4. 3. 3. 4. 14 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)

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。**手動による措置は、格納容器破損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。**
- 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。手動による措置は、自動による格納容器破損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。

(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。FLUEN

T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 90mm^2 (配管肉厚の2乗) とする。なお、当該位置は漏えい口の内側圧力が最も高く、かつ、漏えい口の大きさは配管肉厚が最大となる原子炉容器出口配管の肉厚から設定していることから、本想定は、1次主冷却系配管において最大の流出速度を与える保守的なものである。
- 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 $N s L - 100\text{mm}$ 、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°C 及び約 350°C とする。また、リークジャケットの外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(事象発生の約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 $5,500\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉容器入口温度は 40°C 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°C 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°C 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°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。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 90mm^2 （配管肉厚の2乗）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 170m^2 とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は $0.25\text{kPa}[\text{gage}]$ 、格納容器鋼壁温度の初期値は 40°C とする。また、格納容器（床下）圧力の初期値は $0.49\text{kPa}[\text{gage}]$ 、格納容器（床下）の構造材温度の初期値は 50°C 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 $0.025\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $2.5\text{kPa}[\text{gage}]$ ）及び約 41°C であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）及び格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。格納容器（床下）の最高圧力は約 $0.065\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $6.4\text{kPa}[\text{gage}]$ ）であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

また、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°C 及び約 96°C であり、機械的強度等の観点から設定したそれぞれの基準値の 200°C 以下にとどまり、ライナ及びコンクリートの健全性は確保される。

なお、本評価事故シーケンス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。

第4.3.3.10.1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
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」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「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉内ナトリウム液面計
主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	①サイフォンブレイク配管	—	①原子炉内ナトリウム液面計 ②1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、 2次補助冷却系冷却材流量計
補助冷却設備運転	・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	①補助冷却設備	—	①1次補助冷却系冷却材温度計、流量計、補助冷却器出口冷却材温度計、 2次補助冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.10.2 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
原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。	—	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
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	・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。	①コンクリート遮へい体冷却系 ②原子炉容器リークジャケット	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①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」
格納容器 アイソレーション確認	・「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。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	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」

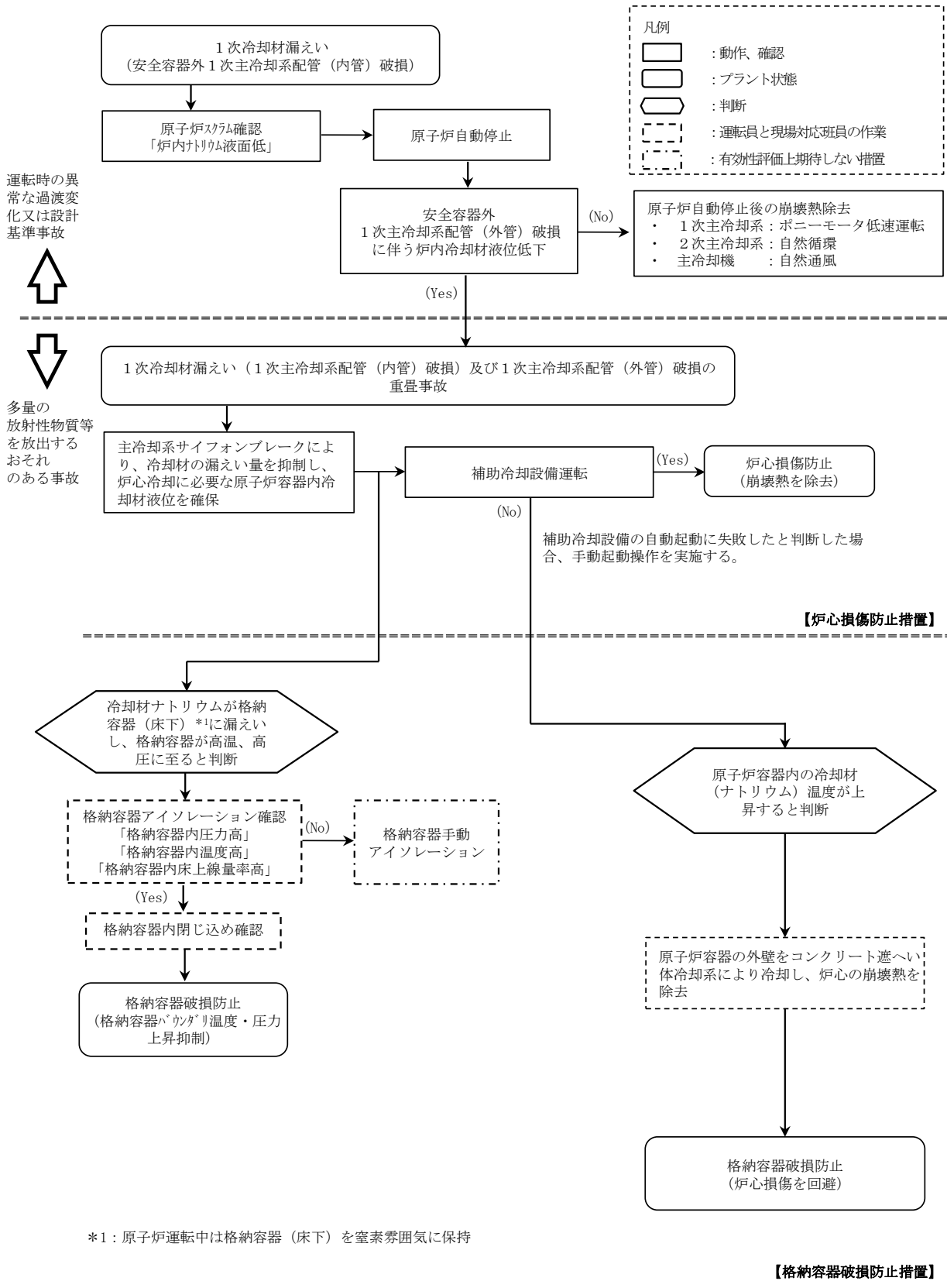
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.10.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

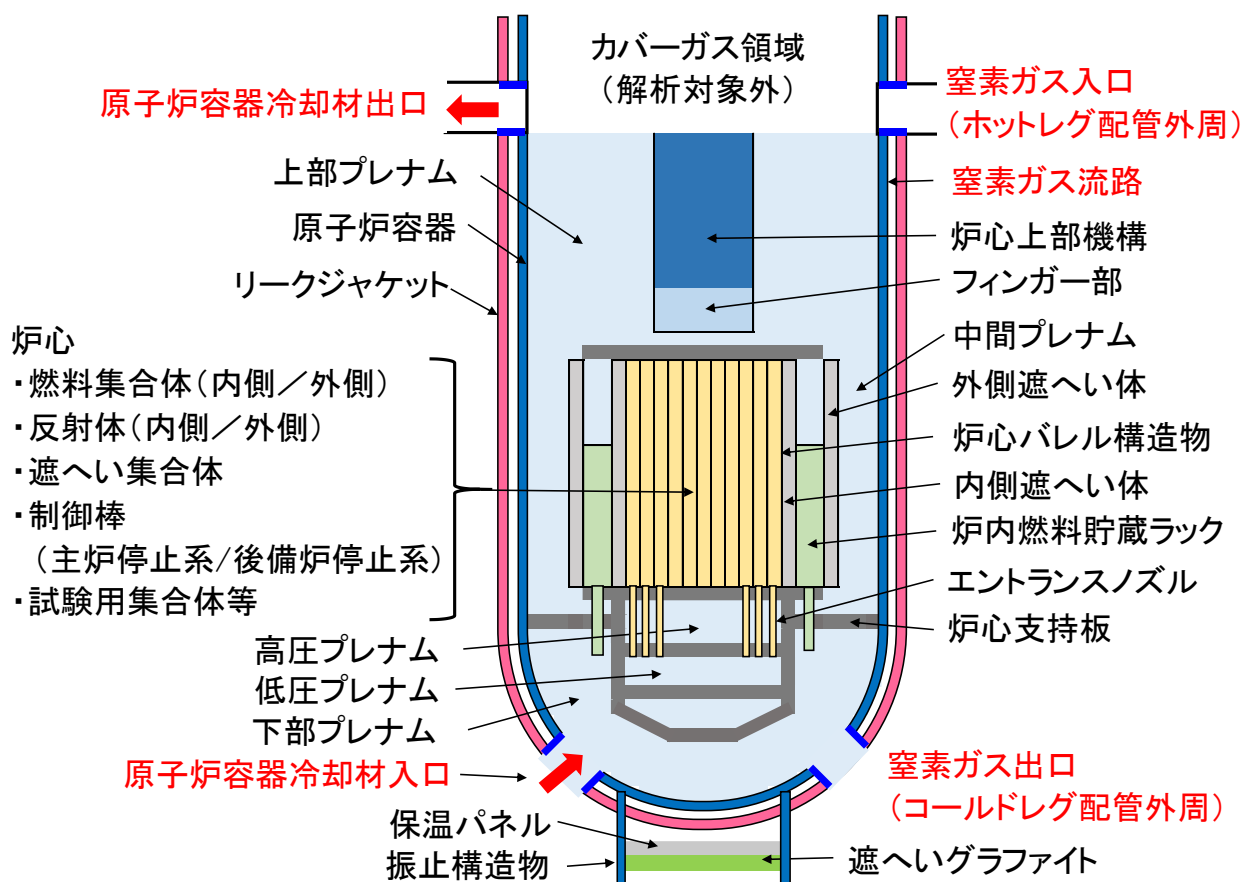
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、原子炉保護系(スクラム)動作時に、中央制御室で1名により5分以内に実施する。										
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 120 minutes]																・安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。 ・液位の確認は、中央制御室で3名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。また、事故発生の判断は、基準に達した際に、10分以内に実施する。										
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。 ・上記は、中央制御室で1名により、液位の監視を継続することにより確認する。										
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・自動起動に失敗したと判断した場合には手動で起動する。 ・崩壊熱除去の確認は、中央制御室で2名により起動時から実施し、その後、監視を継続する。また、手動起動操作は、1次補助冷却系循環ポンプ等の各操作スイッチを手動操作することにより、中央制御室で2名により、5分以内に実施する。										

第 4.3.3.10.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

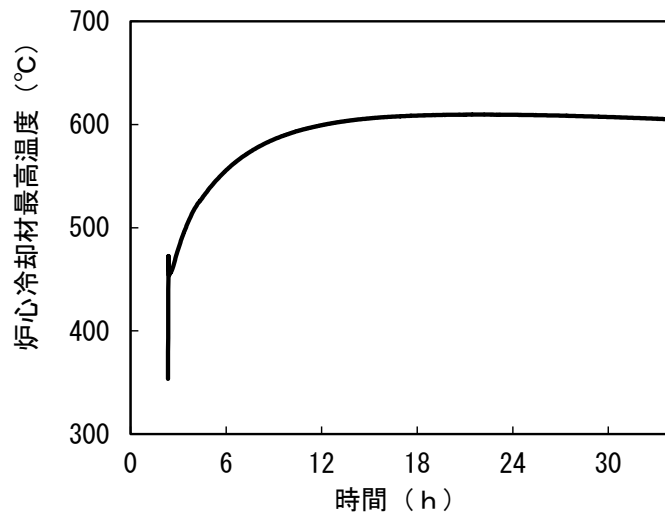
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日		
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う原子炉容器内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 10:00 to 15:00]												
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Gantt chart showing activity from 15:00 to 18:00]												・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。 ・上記の判断は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員A、B、D	3 ・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	[Gantt chart showing activity from 18:00 to 21:00]												・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。 ・上記の操作は、中央制御室及び原子炉附属建物1階の現場操作盤で3名により、必要な際に速やかに実施する。
状況判断	運転員C、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Gantt chart showing activity from 21:00 to 24:00]												・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により必要な期間実施する。
格納容器破損防止措置	運転員C、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Gantt chart showing activity from 24:00 to 27:00]												・「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。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が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。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、中央制御室で2名により速やかに実施する。なお、手動での隔離操作が必要な場合は現場操作盤で操作を実施する。



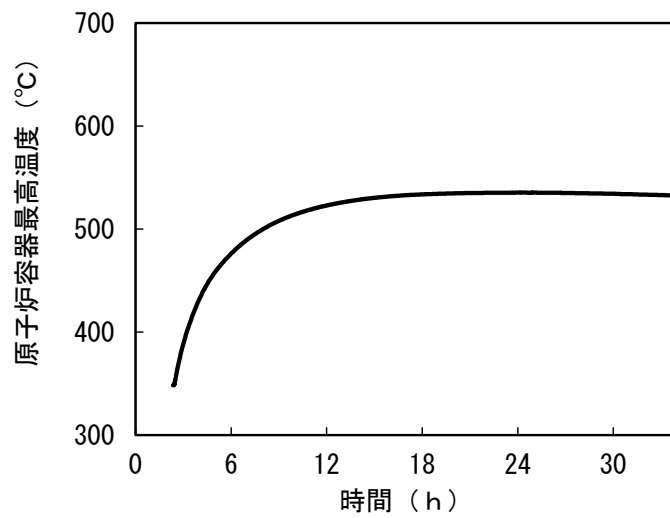
第 4.3.3.10.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



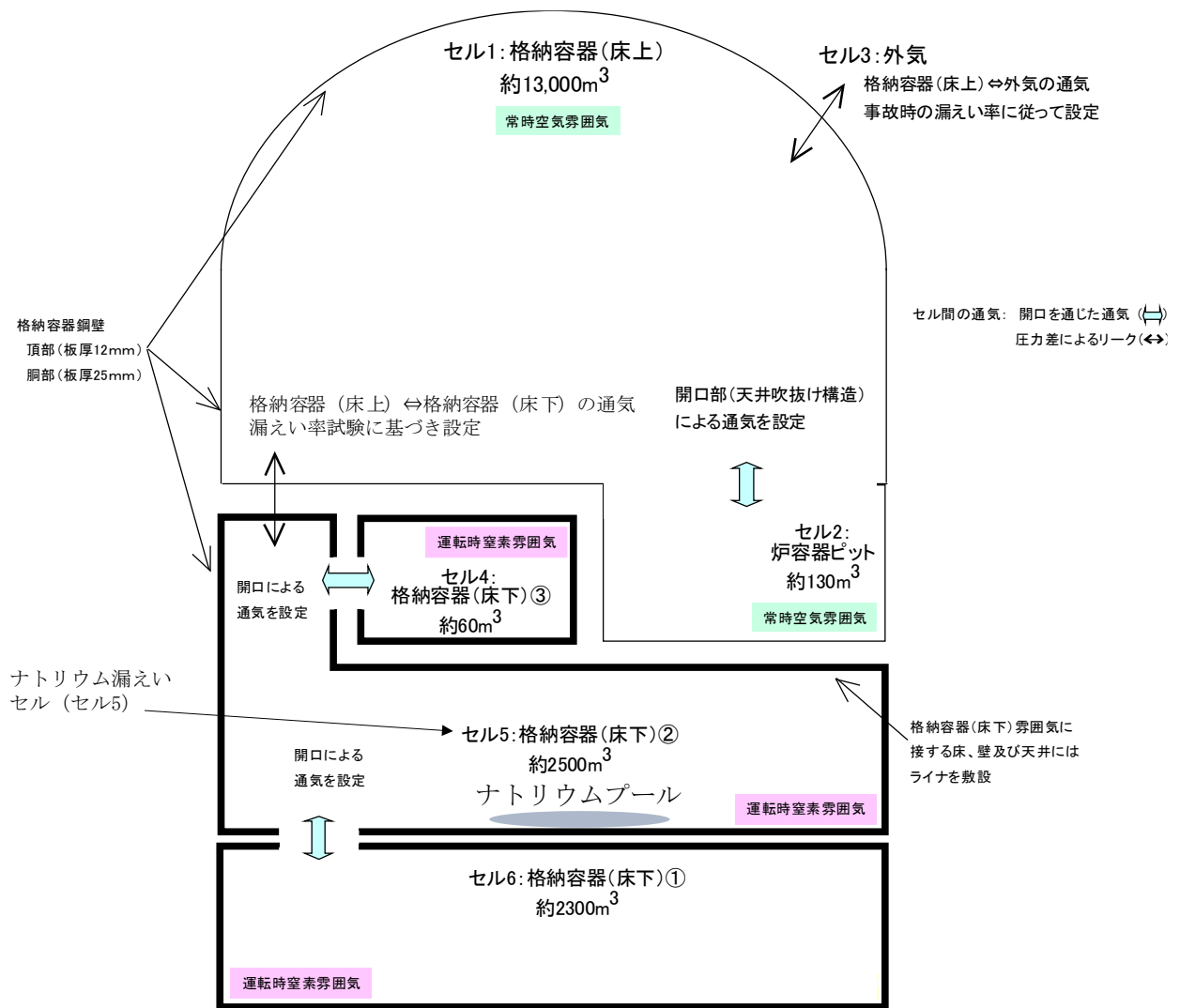
第 4. 3. 3. 10. 2 図 FLUENTにおける解析体系



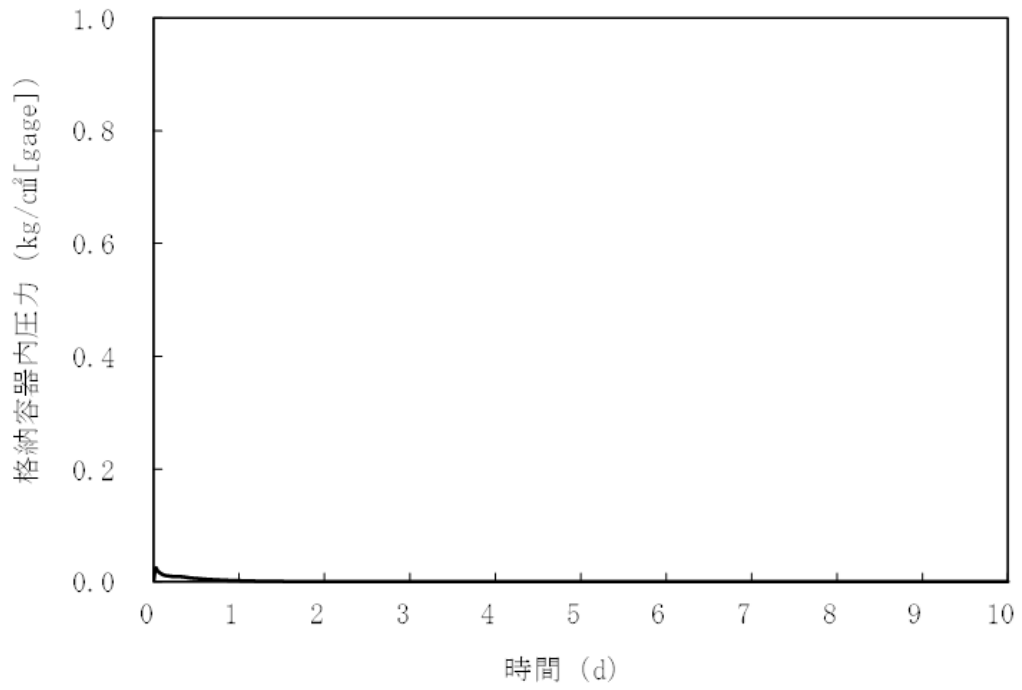
第 4. 3. 3. 10. 3 図 冷却材最高温度の時間変化



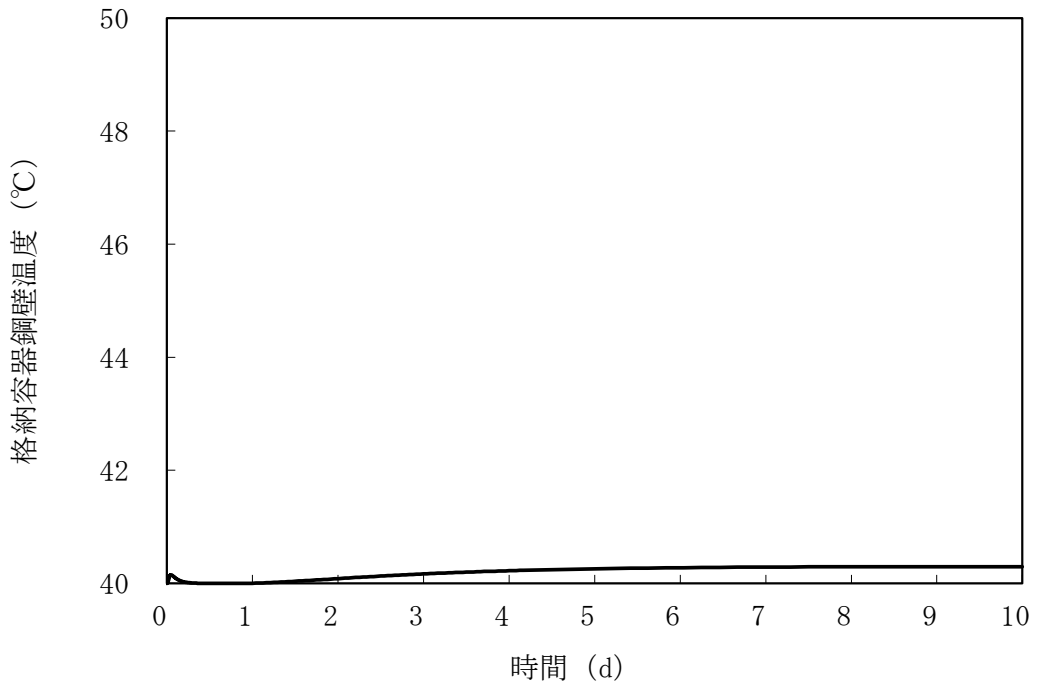
第 4. 3. 3. 10. 4 図 原子炉容器最高温度の時間変化



第 4. 3. 3. 10. 5 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



第 4.3.3.10.6 図 格納容器内圧力の推移



第 4.3.3.10.7 図 格納容器鋼壁温度の推移

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

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、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）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却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

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、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、伝熱特性に優れた单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、受動的な安全特性を活用した信頼性の高い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、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗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操作等が実施できるものとする。

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全なループの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。

1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、失敗することは考えられないが、「4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。

この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出したものと、安全容器にて、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じる。本措置により、原子炉容器破損後の格納容器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回避することで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）のライナ上に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

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 4.3.3.13.1 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、1 次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(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

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、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、1 ループの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。手動による措置は、自動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。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。本措置は上記の a. ～ b. 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

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、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. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）が過圧されることを防止するため、1 次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 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ダンプタンク室に、断熱材、ヒートシンク材（アルミナ）及び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。手動による措置は、格納容器破損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。
- e. 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。
- f. ナトリウムが流出し、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。手動による措置は、自動による格納容器破損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。

(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

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4.3.3.13.1表及び第4.3.3.13.2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

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4.3.3.13.3表及び第4.3.3.13.4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

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℃、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。
- 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℃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) 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。

- 5) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 365℃、応答時間は 0.4 秒とする。
- 6) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の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 7.1% $\Delta k/k$ とする。また、解析では、制御棒の落下速度について、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。
- 7) 原子炉の停止後、2 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への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 8) 1 ループの 2 次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じたとし、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の 2 次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2 次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に 2 次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプもトリップさせるが、解析の目的を踏まえ「2 次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な 1 ループによる自然循環冷却である。
- 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 4.3.3.13.2 図に示す。

1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプのトリップを仮定し、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによる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。

2 次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。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がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1 次主冷却系は自然循環に移行する。その際に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。原子炉容器入口冷却材温度は、原子炉トリップ前の主中間熱交換器 1 次側出口部での除熱量の減少による温度上昇と、原子炉トリップ後の温度降下の影響が時間遅れ

を持って到達するため、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持って伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下する。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°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、1次主冷却系の自然循環移行時に出現し、両者ともに約 750°Cであり、評価項目を満足する。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約 0.0004 であり、通常運転時の燃焼末期における被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和（約 0.2）との合計は、設計上の制限値（1.0）を下回ることから、評価項目を満足する。

原子炉容器出口冷却材温度（自然循環ループ）は、初期値からほとんど上昇せず、最高温度は約 460°C、原子炉容器入口冷却材温度（自然循環ループ）の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に遅れて出現し、約 410°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却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崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値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。

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。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+8°Cを考慮し 373°Cとする。

解析結果を第 4.3.3.13.3 図に示す。

「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高くしたことにより、原子炉トリップ信号の発信が「i) 基本ケース」の解析より約 2 秒遅れ、また、崩壊熱を大きくしたことによ

り、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の2次ピークが「i) 基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約20℃高く約770℃であり、評価項目を満足する。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約0.0007であり、通常運転時の燃焼末期における被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和(約0.2)との合計は、設計上の制限値(1.0)を下回ることから、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃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(自然循環ループ)は、「i) 基本ケース」の解析に比べ約10℃高く約470℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度(自然循環ループ)は、約410℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却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

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答をCONTAIN-LMRで解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(4)から(6)である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目は、炉外事象過程において評価する。本評価事故シーケンスは、「4.3.3.10 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」と比較して、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材インベントリが多く、炉外事象過程の評価の条件は、「4.3.3.10 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」の炉外事象過程の評価の方が相対的に厳しい。このため、炉外事象過程の評価は、「4.3.3.10 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。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止できること。」の評価項目は、炉内事象過程の解析により評価する。「(6) 蒸発した冷却材(ナトリウム)が格納容器(床下)に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」の評価項目は、格納容器応答過程の解析により評価する。

なお、炉内事象過程においては、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータを解析する。本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の計算では、原子炉冷却材温度及び圧力が評価

項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる。

i) 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

2次冷却材の漏えい等により、1次主冷却系からの除熱機能を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を以下の条件で評価する。

本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、保守的な条件として、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管等の断熱を仮定し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの時間及びナトリウムの蒸発速度を以下の条件で計算する。

- 1) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、炉心の強制循環冷却に失敗するものとする。
- 2) 1次主冷却系の循環に必要な液位は確保された状態で、何らかの原因で炉心の自然循環冷却に失敗するものとする。
- 3) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 4) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。
- 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) 炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の温度を評価する。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を第4.3.3.13.4図に示す。また、格納容器応答過程の解析条件として、安全板を通じて蒸気の形態で流出するナトリウムの温度及び蒸発速度を求める。
- 7) 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を構成する部位のうち、形状等の観点で評価条件が最も厳しくなる2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会 発電用原子力設備規格⁽¹⁸⁾のPVB-3220及びPVB-3230に準拠して評価する。
- 8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。1次主循環ポンプの停止を想定しているため、そのヘッド圧は零とし、保守的な評価を行うため、2次側の内圧は考慮しないものとする。

b. 解析結果

原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.3.3.13.5図及び第4.3.3.13.6図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、原子炉は自動停止するものの、主中間熱交換器の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管の断熱により、原子炉冷却材の温度が上昇する。

原子炉容器内の冷却材の蒸発により原子炉冷却材バウンダリ内の圧力が上昇するものの、1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超過すると安全板が開放され、原子炉冷却材バウンダリ内の圧力の上昇を抑制する措置を講じていることから、1次アルゴンガス系の圧力及び原子炉冷却材ナトリウムのヘッド圧を加えた主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の圧力は0.1MPa以下に抑制される。これに対して、日本機械学会 発電用原子力設備規格に準拠して、不確かさの影響を含めた原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する815℃における主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈に関して評価した結果、許容圧力は0.6MPaであり、原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)内の圧力は許容圧力を下回る。

なお、当該事象発生時には補助冷却設備は機能を喪失しているため、当該設備は仕切弁により隔離し、補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)に影響が生じることを防止する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の健全性は確保でき、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コードにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.13.7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) ナトリウムは、「i) 炉内事象過程の解析」で求めた冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で流出するものとする。
- 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雰囲気中の酸素等と反応し、格納容器(床下)の底部にプール状に溜るものとする。
- 4) 格納容器(床下)に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を考慮する。
- 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)の間は、圧力差981Paに対して100%/dの通気率があるものとする。

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、炉心から格納容器（床下）には全量が放出されると仮定し、格納容器（床下）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 4.3.3.13.8 図及び第 4.3.3.13.9 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 $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）及び約 42°C であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）及び格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えることはなく、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 $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を超えることはなく、格納容器（床下）の健全性は確保される。

また、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、いずれも約 68°C であり、機械的強度等の観点から設定したそれぞれの基準値の 200°C 以下にとどまり、ライナ及びコンクリートの健全性は確保される。

格納容器外への Cs-137 の放出について、格納容器内から格納容器外への放出率は約 $1.2 \times 10^{-4}\%$ 、総放出量は約 $4.4 \times 10^{-3}\text{TBq}$ となり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、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) 及び ii) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却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。

iii) 不確かさの影響評価

a) 炉内事象過程の不確かさの影響評価

評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性に影響を与える重要現象は原子炉冷却材温度及び圧力である。この内、原子炉冷却材圧力については、安全板の仕様にに基づき保守的に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、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10% 考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第 4.3.3.13.10 図及び第 4.3.3.13.11 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の最高温度は 815°C を下回り、その許容圧力は 0.6MPa である。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）内の圧力は、「i) 炉内事象過程の解析」と同じ 0.1MPa 以下となり、許容圧力を下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

b) 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。格納容器（床下）は窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、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蒸気を対象として解析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、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.13.12図及び第4.3.3.13.13図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii）格納容器応答過程の解析」に比べ格納容器（床上）の最高圧力は約 0.015kg/cm^2 高くなり、約 $0.047\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $4.7\text{kPa}[\text{gage}]$ ）である。格納容器（床上）の格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約 42°C である。また、格納容器（床下）の最高圧力は、約 0.015kg/cm^2 高くなり約 $0.047\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $4.7\text{kPa}[\text{gage}]$ ）である。格納容器（床下）の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、約 5°C 高くなりいずれも約 73°C である。

格納容器外へのCs-137の放出について、格納容器内から格納容器外への放出率は約 $1.3 \times 10^{-4}\%$ 、総放出量は約 $4.9 \times 10^{-3}\text{TBq}$ となり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、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低く抑制される。

以上a)及びb)より、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、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 4.3.3.13.1 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
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「原子炉入口冷却材温度高」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「原子炉入口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①1次主冷却系冷却材流量計、1次補助冷却系冷却材流量計、2次補助冷却系冷却材流量計
自然循環移行 (1ループ)	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度計、1次主冷却系冷却材流量計、主冷却器出口冷却材温度計、2次主冷却系冷却材流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.13.2 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
原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。	—	—	①原子炉出口冷却材温度計、原子炉カバーガス圧力計
1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器（床下）に放出	・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器（床下）に流出することを確認する。	①安全板 ②断熱材 ③ヒートシンク材 ④ライナ	—	①安全板の状態表示
格納容器アイソレーション確認	・「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。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	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」
原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断	・安全容器内の圧力が著しく上昇した場合、原子炉容器から安全容器内に冷却材や損傷炉心物質が流出したと判断する。	—	—	①安全容器呼吸系圧力計
安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・ コンクリート遮へい体冷却系による冷却	・安全容器内呼吸系圧力計の監視により、安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。	①安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系	—	①コンクリート遮へい体冷却系の温度計、窒素ガス冷却器の流量計 ②安全容器呼吸系圧力計

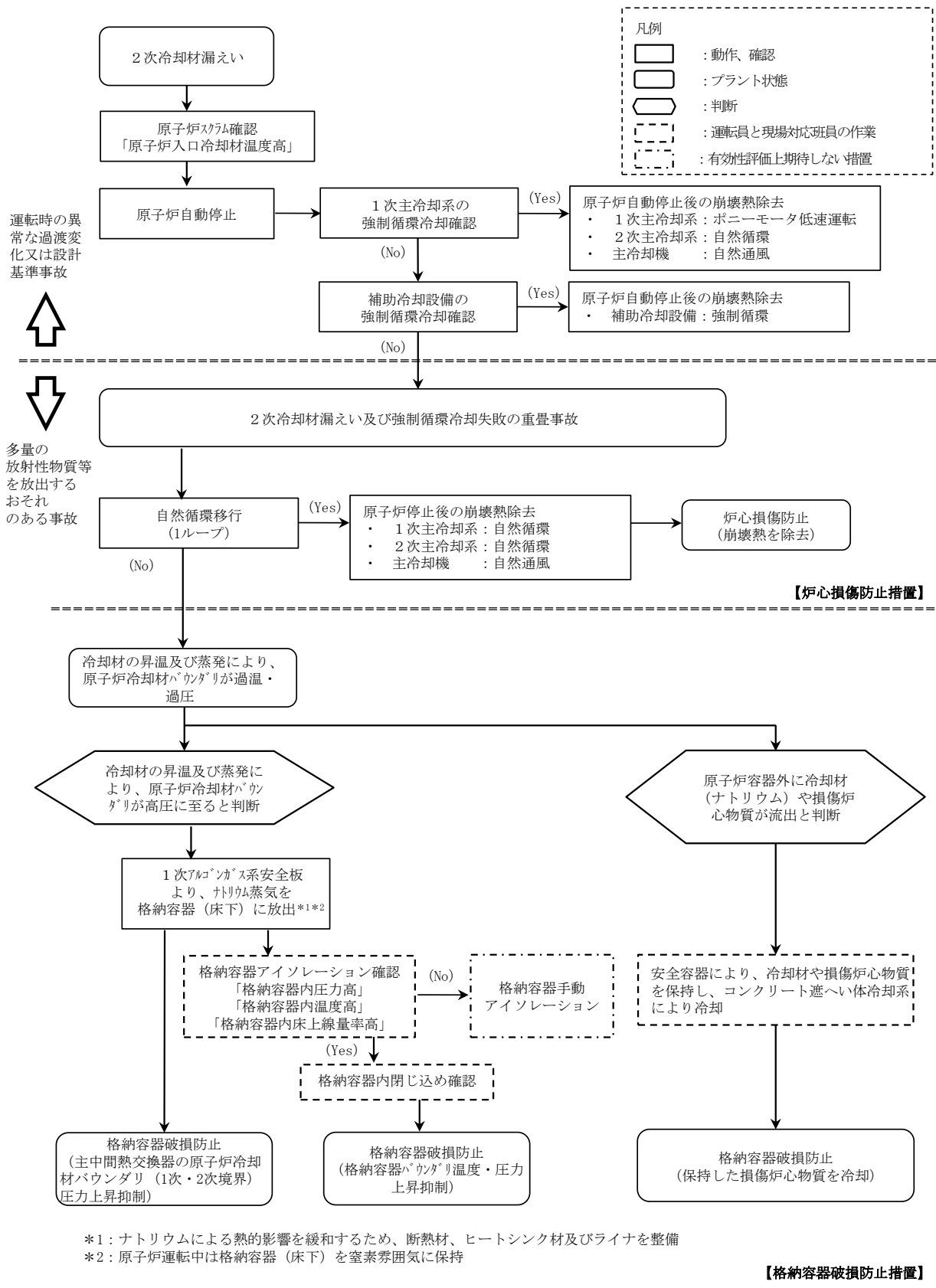
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.13.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

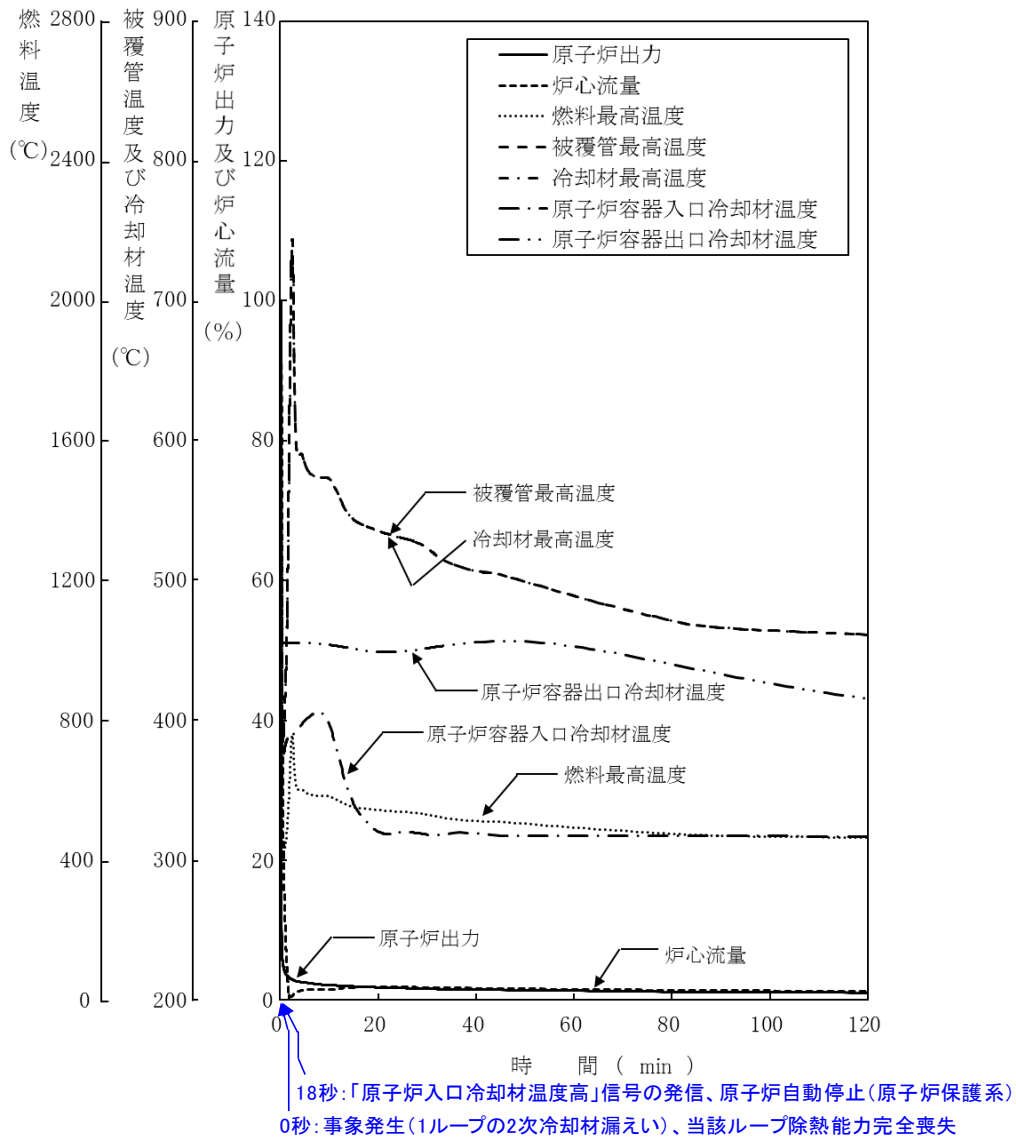
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
			異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar spanning 5 to 40 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart bar from 5 to 10 minutes]												・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で1名により5分以内に実施する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar from 5 to 15 minutes]												・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
炉心損傷防止措置	運転員A、B	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Gantt chart bar from 5 to 40 minutes]												・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・上記の確認は、中央制御室で2名により10分以内に実施し、その後、監視を継続する。
2次冷却材漏えい対応	運転員C、D、E	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt chart bar from 5 to 30 minutes]												・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材タンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火等を行う。 ・上記の対策は、現場ドレン弁設置場所及び火災区画で3名により実施する。

第4.3.3.13.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

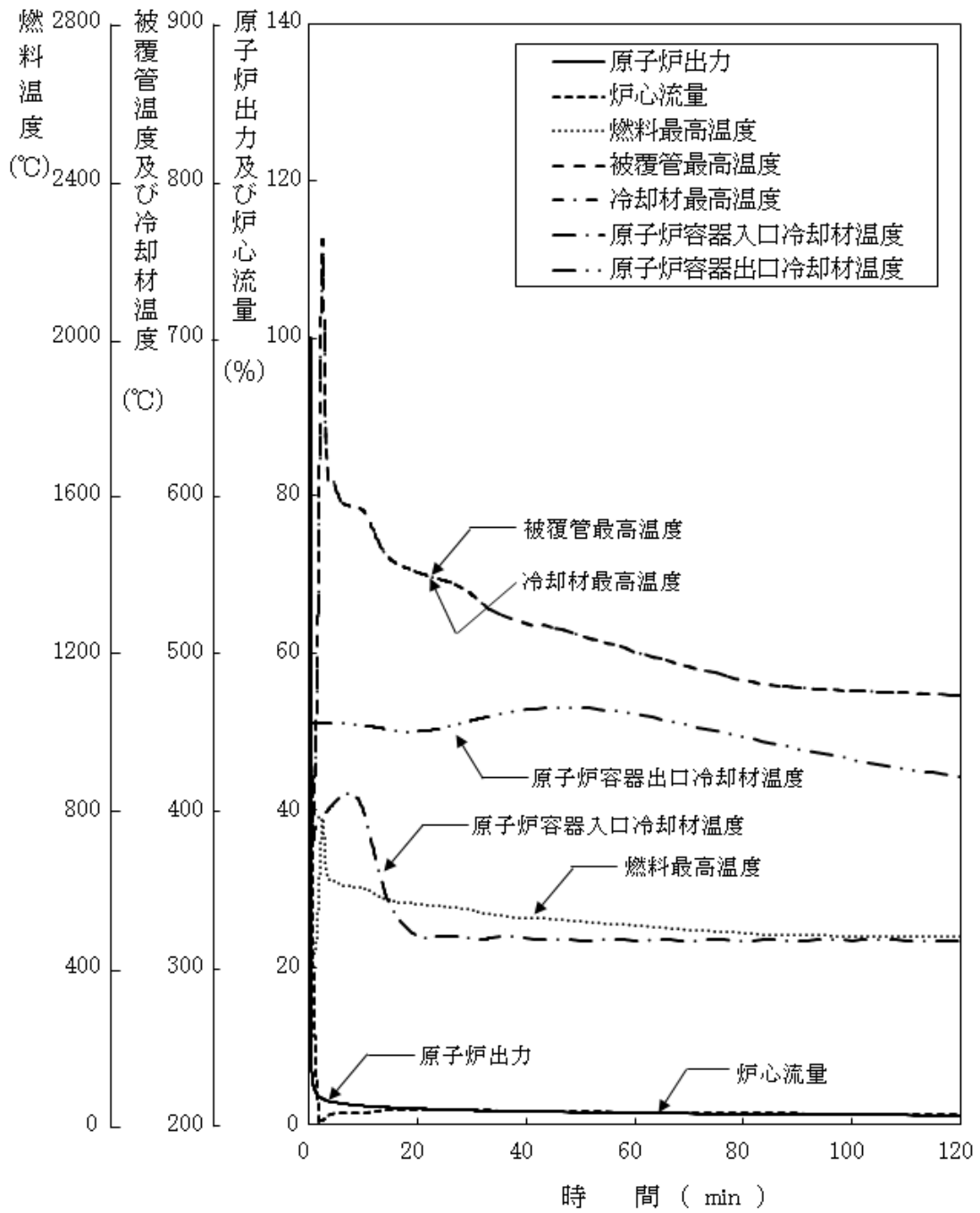
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生(1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却) ▼冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▼原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断												
	当直長	・運転操作指揮													
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断													・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。 ・上記の判断は、必要際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出													・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。 ・上記の確認は、ナトリウム蒸気が放出された際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認													・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床下線量率高」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動作し、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下に漏えいした場合は、格納容器床下温度が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。 ・自動アイソレーションに失敗している場合は手動アイソレーションにより隔離する。 ・上記の確認及び操作は、必要際に、中央制御室で2名により5分以内に実施し、その後、監視を継続する。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質等が流出したことの判断													・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質等が流出したと判断する。 ・上記の判断は、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出した際に、中央制御室で2名により10分以内に実施する。
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却													・安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質等を冷却する。 ・コンクリート遮へい体冷却系の運転継続は、中央制御室で3名により、30分以内に確認する。また、通気風量及び通水流量を増加させる手順を実施する。なお、有効性評価の解析では、本手順を踏まえて、解析の初期から増大後の値を適用する。



第 4.3.3.13.1 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

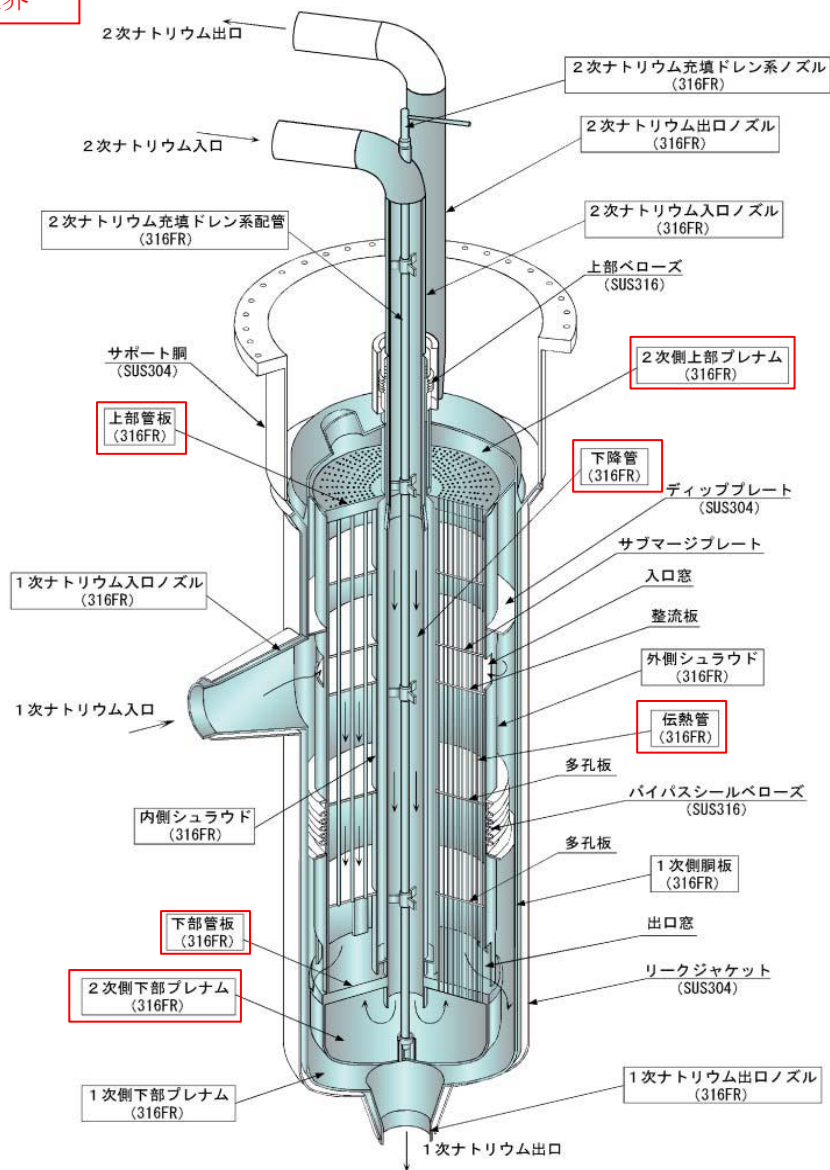


第 4. 3. 3. 13. 2 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：1 ループ自然循環による冷却)

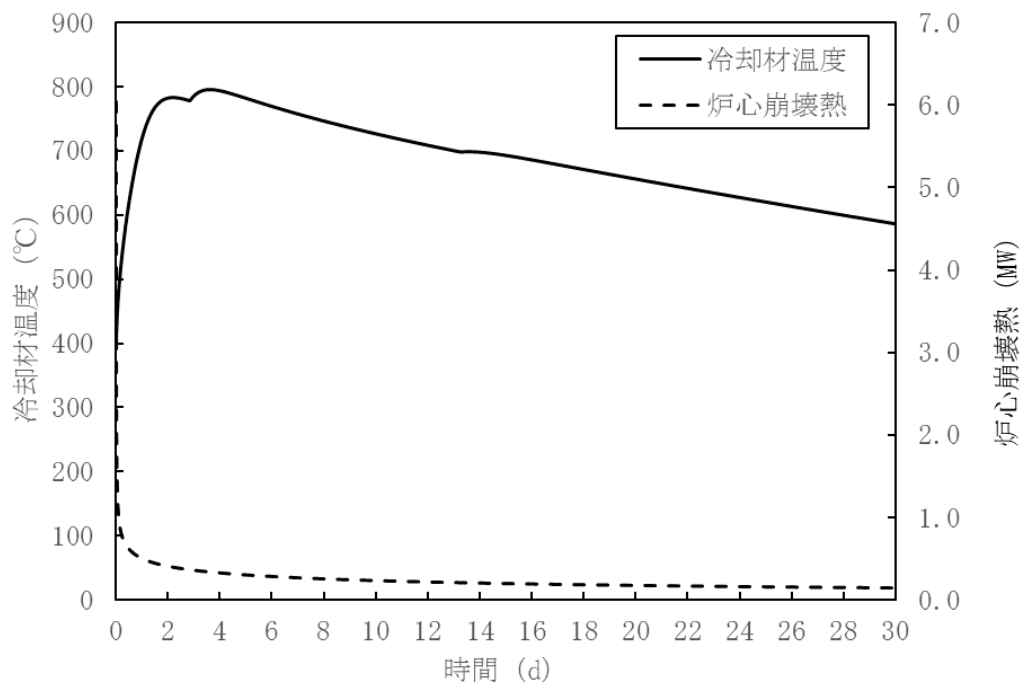


第 4. 3. 3. 13. 3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

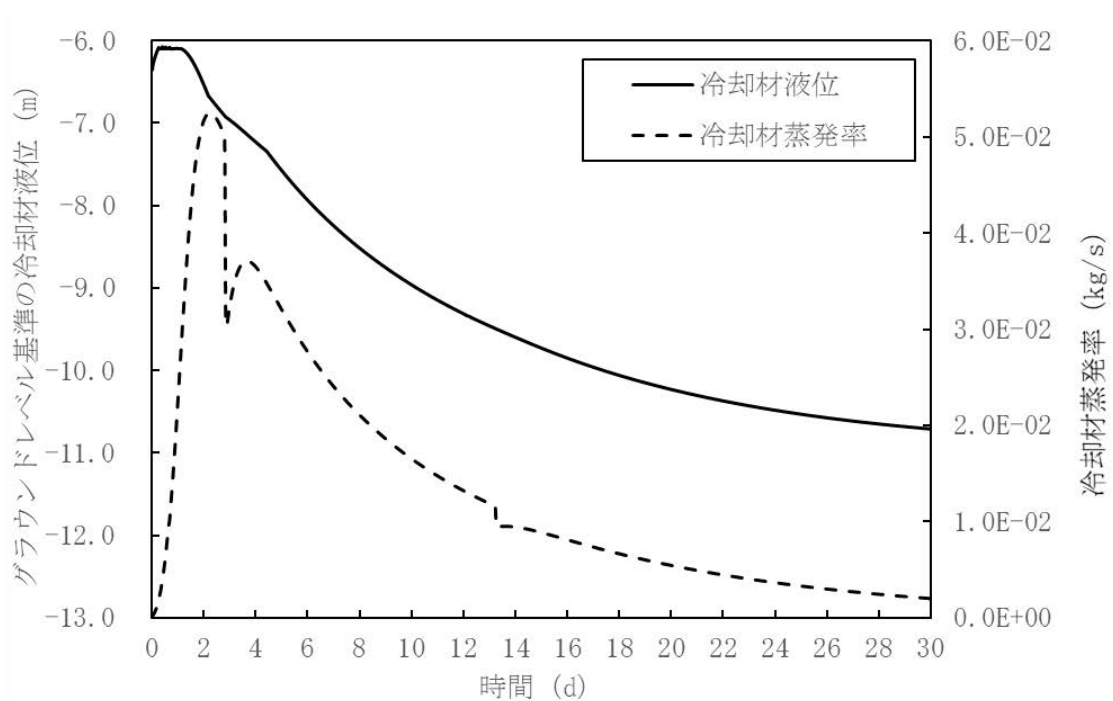
1次/2次境界



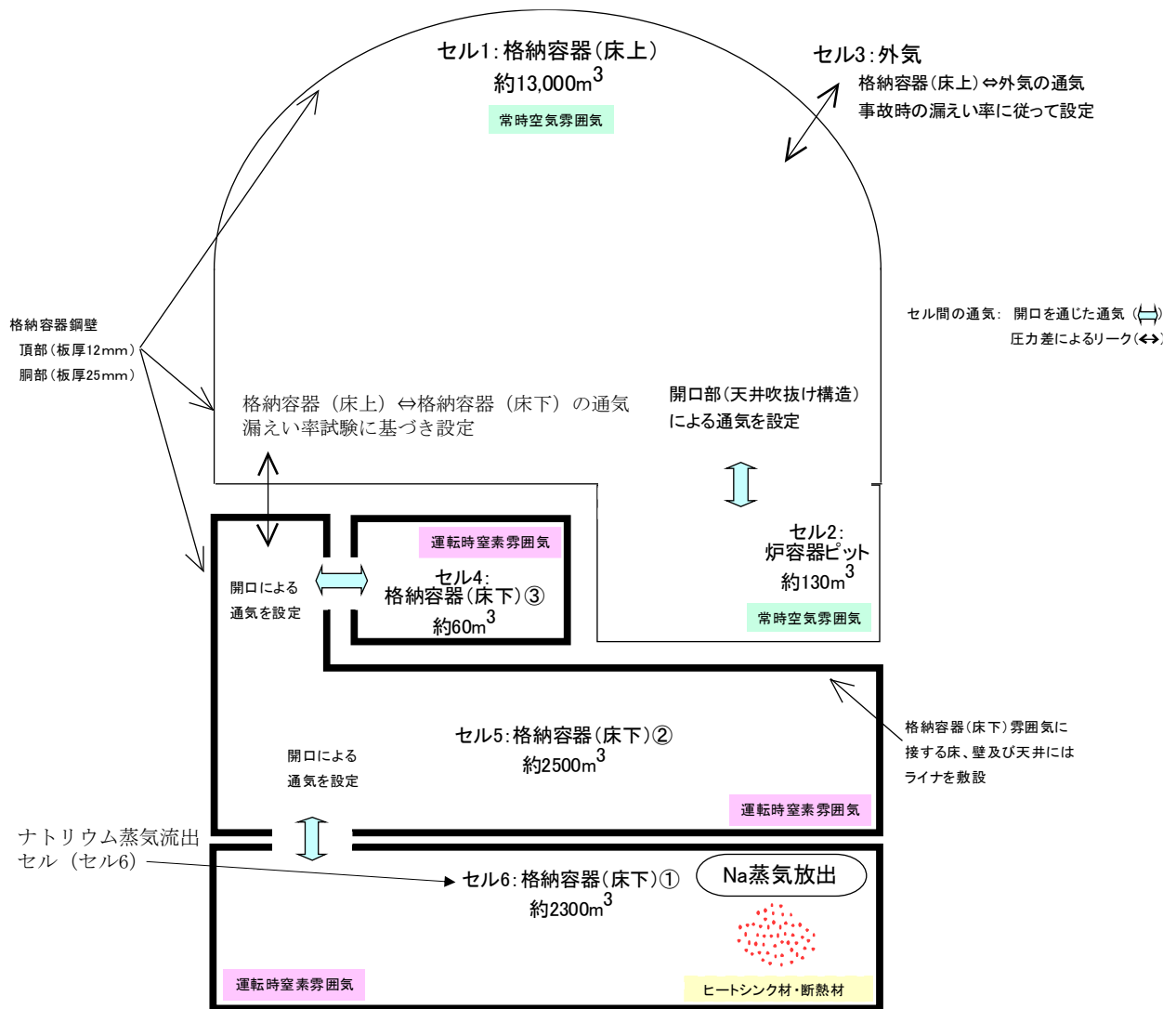
第 4. 3. 3. 13. 4 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)



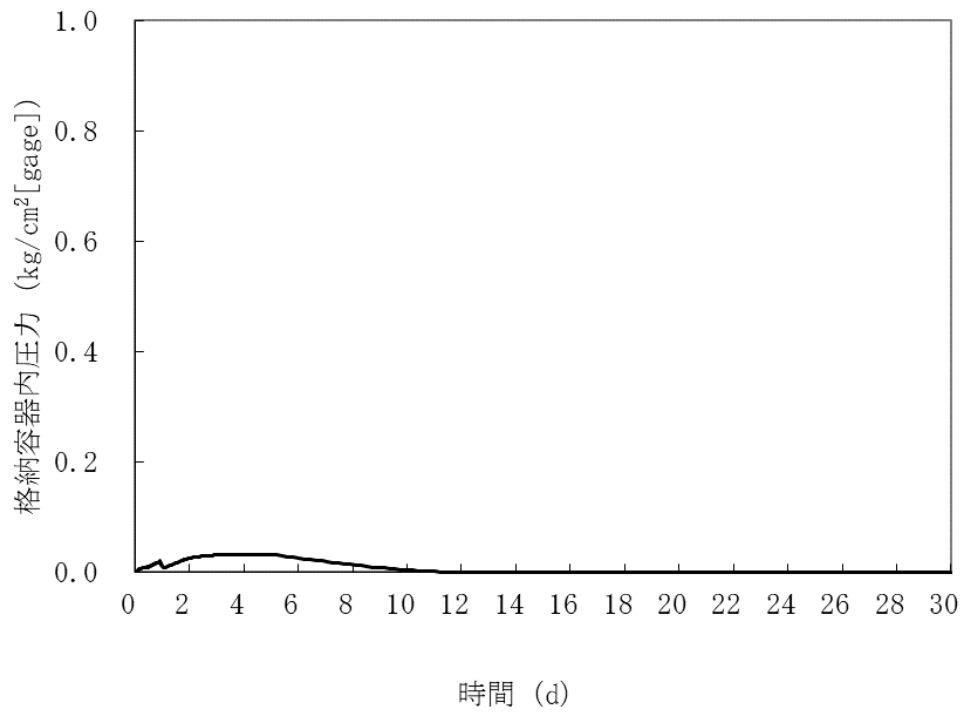
第 4. 3. 3. 13. 5 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



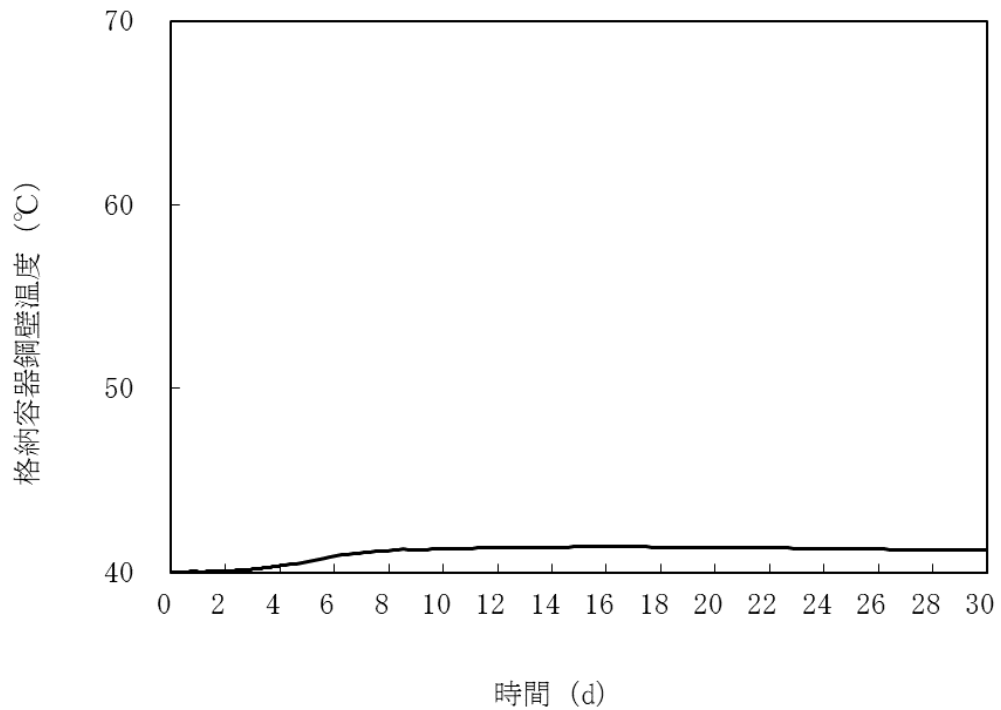
第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



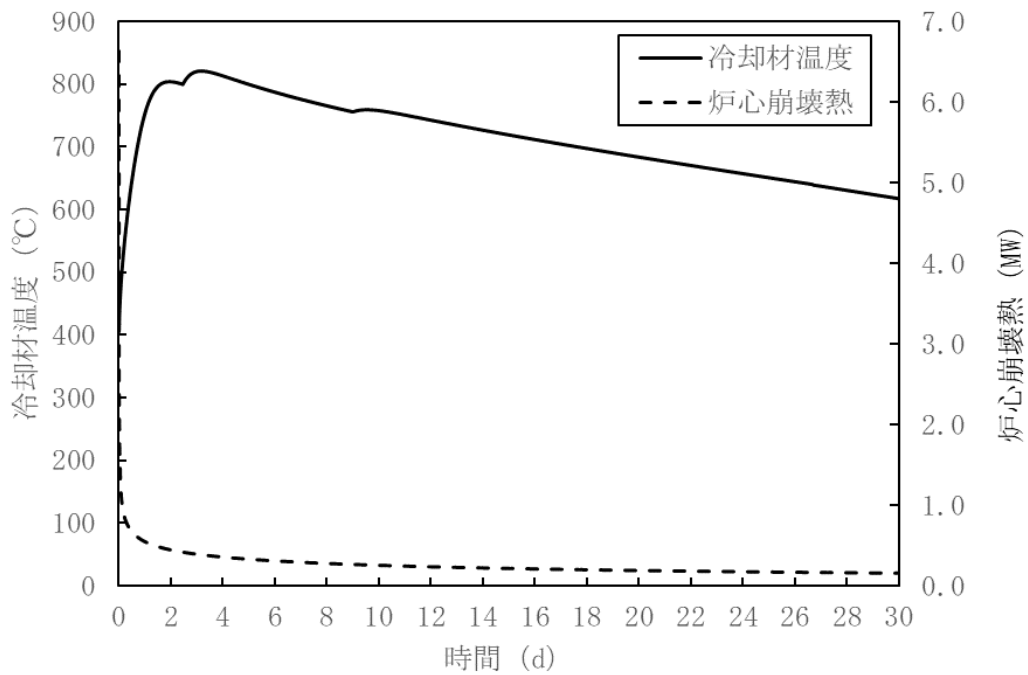
第 4. 3. 3. 13. 7 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



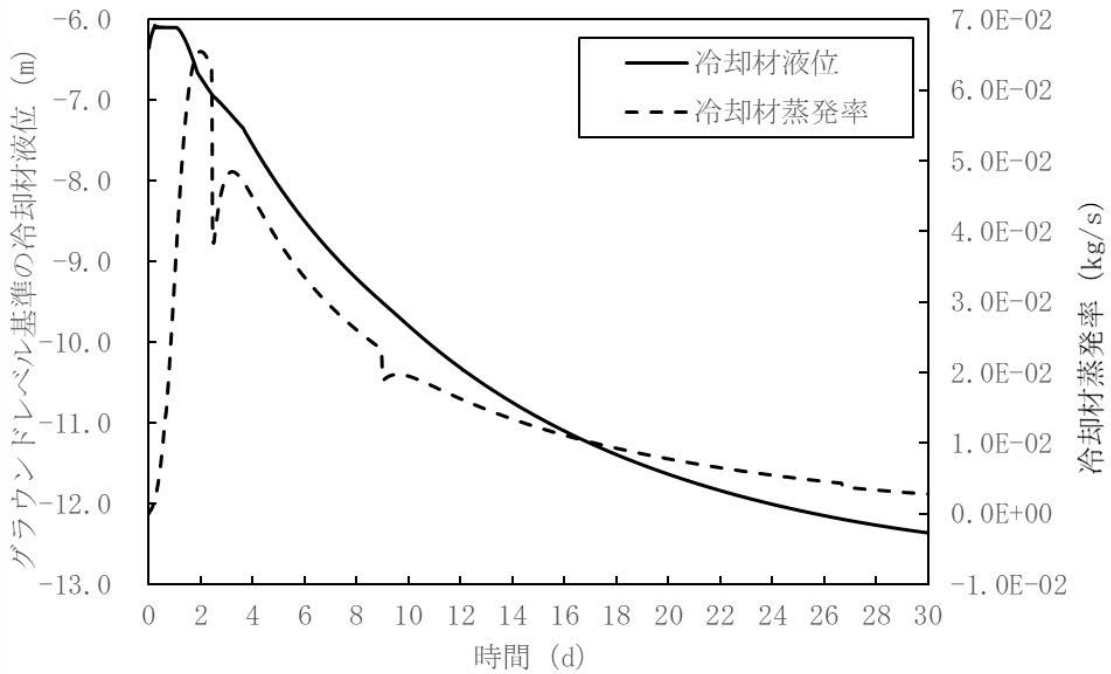
第 4.3.3.13.8 図 格納容器内圧力の推移



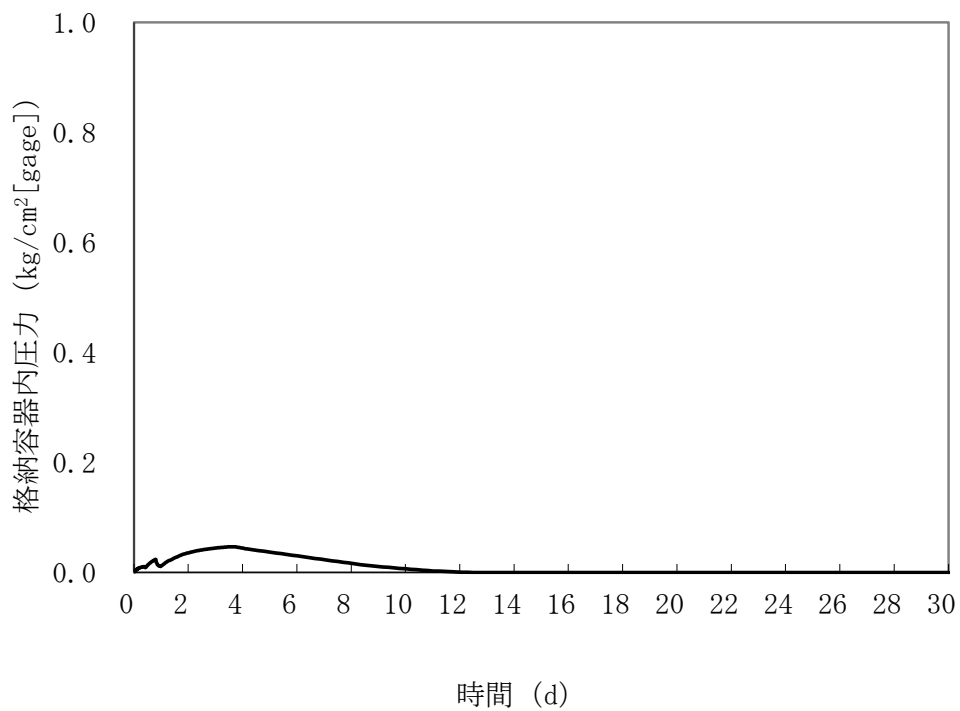
第 4.3.3.13.9 図 格納容器鋼壁温度の推移



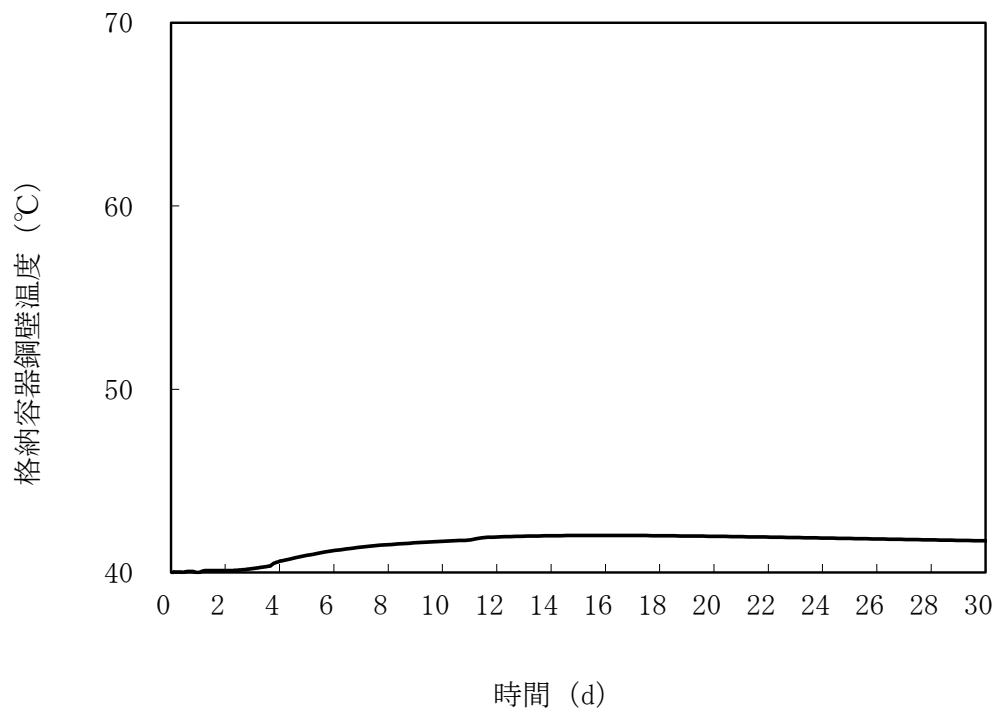
第 4.3.3.13.10 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)



第 4.3.3.13.11 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移：不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 12 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 13 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)